Die Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren am Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim

Doktorarbeit
zur Erlangung des Grades
Doktor-Ingenieur
der Abteilung für Maschinenbau
der Ruhr-Universität Bochum

von
WINFRIED BUSCHMANN
Augsburg

Bochum 1976

Die Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren am Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim

Doktorarbeit
zur
Erlangung des Grades
DOKTOR-INGENIEUR

der
Abteilung für Maschinenbau
der Ruhr - Universität Bochum

von
Winfried Buschmann
Augsburg

Bochum 1976

UNIV.
LEIDEN
BIBL.

Doktorarbeit eingereicht am: 20. Oktober 1976

Tag der mündlichen Prüfung: 17. Dezember 1976

Referent: o. Prof. Dr. rer. nat. A. Ziegler

Korreferent: o. Prof. Dr. rer. nat. R. Schulten

Die vorliegende Arbeit entstand während meiner Tätigkeit als Wissenschaftlicher Angestellter bzw. Assistent am Lehrstuhl für Reaktortechnik der Ruhr-Universität Bochum.

Mein besonderer Dank gilt Herrn Prof. Dr. rer. nat. R. SCHULTEN, der die Anregung zu dieser Arbeit gab, und Herrn Prof. Dr. rer. nat. A. ZIEGLER für deren Förderung.

Dank gebührt ebenfalls dem Geschäftsführer des KWO, Herrn Dipl.-Phys. Dr. H. SCHENK, und seinen Mitarbeitern, sowie dem Leiter der Abteilung Kernkraftwerksbau der Firma Hochtief AG, Herrn Dr. PFEIFFER, für das wohlwollende Interesse, das sie meiner Arbeit entgegenbrachten.

INHALTSVERZEICHNIS

		Seite
Vorbemerkung		1
1	Einführung	3
1.1	Allgemein	3
1.2	Neutronenaktivierung von im Reaktorbau verwendeten Materialien	4
1.3	Kontamination	23
2	Vermittlung von grundlegenden Kenntnissen, die die Situation vor Demontage eines Kernkraftwerkes umreißen	36
2.1	Allgemeiner Zustand der Kernkraftwerksanlage vor Beginn der Demontage	36
2.1.1	Containment	36
2.1.2	Hauptkühlmittelkreis	42
2.1.3	Reaktordruckbehälter	42
2.1.4	Dampferzeugerräume	43
2.1.5	Sonstige Räume	43
2.2	Abschätzung der in der nuklearen Anlage vorliegenden Radioaktivität zum Zeitpunkt der Demontage	44
2.2.1	Neutronenaktivierte Anlagenteile	44
2.2.2	Kontaminierte Anlagenteile	45
2.3	Demontagehilfsmittel	48
2.3.1	Transporteinrichtungen	48
2.3.2	Trennverfahren	49
2.3.3	Sonstiges	51
3	Demontage der radioaktiven Systeme innerhalb des Reaktorgebäudes	53
3.1	Allgemeine Demontagegesichtspunkte	53
3.2	Demontage von Hilfs- und Nebenkreisläufen	55
3.3	Demontage kontaminierter kleinerer Anlagenteile	60
3.4	Demontage von großen kontaminierten Behältern in Räumen außerhalb des Wirkungsbereiches des Gebäudekrans	62
3.5	Demontage der Primärrohrleitungen	64
3.6	Demontage der Hauptkomponenten	68
3.6.1	Entfernung der Hauptkühlmittelpumpen aus dem Reaktorgebäude	69

		Seite
3.6.2	Entfernung der Dampferzeuger aus dem Reaktorgebäude	71
3.6.3	Entfernung des Druckhalters aus dem Reaktorgebäude	72
3.6.4	Entfernung des Druckbehälters aus dem Reaktorgebäude	73
3.7	Beseitigung des neutronenaktivierten Teils des Biologischen Schildes	81
3.8	Zusammenfassung der Strahlenbelastung und Kosten, die durch den Ausbau der radioaktiven Anlagenteile des Kernkraftwerkes Obrigheim anfallen	89
3.8.1	Strahlenbelastung	89
3.8.2	Kosten für die Demontage der kontaminierten Anlagenteile	92
4	Endgültige Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile	94
4.1	Oberflächenkontaminierte Anlagenteile	94
4.1.1	Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreisläufe	94
4.1.2	Ventile, Schieber, Pumpen, Wärmetauscher und kleinere Behälter	98
4.1.3	Hauptkühlmittelleitung und Großkomponenten	99
4.2	Neutronenaktivierte Anlagenteile	100
4.2.1	Druckgefäß mit Einbauten	100
4.2.2	Neutronenaktivierter Teil des Biologischen Schildes	103
4.3	Gesamtkosten für die endgültige Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile	104
5	Sonstige finanzielle Aufwendungen durch die Beseitigung stillgelegter Kernkraftwerke	106
5.1	Planungs- und Schulungskosten	106
5.2	Abbau des konventionellen Bauteiles eines stillgelegten Kernkraftwerkes	107
5.3	Zusammenfassung aller finanziellen Aufwendungen beim Abbau eines Kernkraftwerkes	109
6	Alternativlösungen zur Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken	111
6.1	Stehenlassen des ausgedienten Kernkraftwerkes	111
6.2	Vollständige Beseitigung des Kernkraftwerkes nach befristeter Ruhezeit	114

		Seite
6.2.1	Abhängigkeit der Demontagekosten von veränderlicher Ruhezeit	116
6.2.2	Abhängigkeit der Beseitigungskosten von veränderlicher Ruhezeit	117
6.2.3	Abhängigkeit der sonstigen Kosten von veränderlicher Ruhezeit	119
6.3	Teildemontage eines Kernkraftwerkes	120
6.3.1	Teildemontage eines Kernkraftwerkes nach beendetem Reaktorbetrieb	124
6.3.2	Teilweiser Abbruch eines Kernkraftwerkes nach befristeter Ruhezeit	127
6.4	Zusammenfassung der Alternativlösungen	127
7	Konsequenzen für den Bau zukünftiger Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren	132
7.1	Demontagehilfsmittel	132
7.2	Montagerichtlinien	133
7.3	Konstruktionsrichtlinien	133
8	Schlußbemerkung	136
8.1	Gegenwärtige Situation	136
8.2	Mögliche Auswirkungen durch zusätzliche Maßnahmen	137
9	Anhang	139
9.1	Grundlagen	139
9.2	Mathematische Behandlung	149
Literaturverzeichnis		155

Vorbemerkung

Die Entwicklung von Leichtwasserreaktoren scheint zum heutigen Zeitpunkt, zumindest soweit es den Druckwasserreaktortyp betrifft, weitgehend abgeschlossen zu sein. In zunehmendem Maße richtet sich nun das öffentliche Interesse auf die Beseitigung von ausgedienten Kernkraftwerken. Im Normalfall, d.h. unter Ausschluß von ernsten Stör- oder Unfällen, rechnen Fachleute mit einer Betriebszeit der Kernkraftwerke von etwa 40 Jahren. Damit dürfte für kommerziell betriebene Kernkraftwerke in Deutschland der Zeitpunkt einer Beseitigung erst jenseits des Jahres 2000 zu erwarten sein. Dennoch sollte schon zu einem möglichst frühen Zeitpunkt bekannt sein, mit welchen Schwierigkeiten eine Beseitigung verbunden ist.

Alle bis heute vorliegenden zugänglichen Arbeiten, die sich mit der Stillegung und Demontage von Kernkraftwerken beschäftigen, enden i.a. mit der Feststellung, daß der Abbau ausgedienter Kernkraftwerke kein technisches Problem darstellt. Jedoch lassen diese Untersuchungen die Frage nach den kritischen Elementen einer Anlagenbeseitigung weitgehend offen. Diese fehlende Information vermag nachfolgender Beitrag zur Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken beizusteuern. Hierzu wird ausgehend vom Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim (KWO), des ersten in Deutschland kommerziell betriebenen Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor, eine mögliche Demontage durchgeführt und erläutert. Im einzelnen wird unter Anwendung heute greifbarer Hilfsmittel ein optimaler Weg für den Abbau von Kernkraftwerken verfolgt und der dazu nötige Einsatz an Personen und Geldmitteln aufgezeigt. An Hand der erzielten Ergebnisse sollte es möglich sein, die Diskussion über die Beseitigung stillgelegter Kernkraftwerke auf eine verläßlichere Basis zu stellen.

Die Vorgehensweise zur Erreichung des gesteckten Zieles sei kurz skizziert. Ausgehend von Dosisleistungsberechnungen und -messungen unter Berücksichtigung vorgegebener Verhältnisse (baulicher Sektor, vorhandene Hilfsmittel) und ausgewählter Werkzeuge wird für den Ausbau und die Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile eines Kernkraftwerkes die Gesamtstrahlenbelastung ermittelt. Mittels eines aus der bisherigen Erfahrung gewonnenen Kostenfaktors (DM/rem Personendosis) lassen sich die durch die Strahlenbelastung verursachten Kosten sowie über die maximal zulässige Strahlenbelastung je Person (rem/Jahr) die Anzahl der für die Demontage und Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile nötigen Personen abschätzen. Darüber hinaus werden in analoger Weise einige Alternativlösungen zum Totalabbau eines Kernkraftwerkes behandelt.

1 Einführung

1.1 Allgemein

Der gravierendste Unterschied zwischen konventionellen Anlagen und Kernkraftwerken besteht in der Radioaktivität verschiedener Anlagenteile. Die Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken wird demnach wesentlich bestimmt von den Bemühungen, die nötig sind, um die nach dem Reaktorbetrieb mehr oder weniger stark strahlenden Anlagenteile unschädlich zu machen. Dabei beruht die von den nuklearen Anlagenteilen ausgehende Strahlung auf zwei unterschiedlichen, während der Betriebszeit ablaufenden Vorgängen, einmal der direkten Wechselwirkung von Neutronen mit Atomkernen der Konstruktionsmaterialien, und zum anderen dem Transport und der Ablagerung von aktivierten Korrosionsprodukten innerhalb derjenigen Kreisläufe und Komponenten, die mit dem Reaktorkühlmittel in Berührung kommen. Die Kenntnis der durch Neutronenaktivierung und Kontamination der Reaktorbauteile verursachten Strahlungsintensitäten ist Voraussetzung für die Ermittlung der bei der Demontage eines stillgelegten Kernkraftwerkes anfallenden Gesamtstrahlenbelastung. Ist die Auswirkung der Neutronenaktivierung noch näherungsweise numerisch zu ermitteln, so läßt sich die Kontamination aufgrund mannigfacher Abhängigkeiten nur über Meßwerte festlegen, was wiederum genügend lange Betriebszeit voraussetzt.

In der Bundesrepublik Deutschland ist es das Kernkraftwerk Obrigheim, das auf die größte Betriebserfahrung mit Druckwasserreaktor verweisen kann. Es dient somit als Ausgangsbasis für alle weiteren Ausführungen, die dennoch so gehalten werden, daß sie auch auf andere Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren übetragbar sind.

1.2 Neutronenaktivierung von im Reaktorbau verwendeten Materialien

Im Kern eines Reaktors entstehen durch Kernspaltungen schnelle Neutronen. Diese werden mit Hilfe eines Moderators auf thermische Energie abgebremst. Während dieser Periode gelingt es einem gewissen Prozentsatz an Neutronen, die Coregrenzen zu überschreiten und in benachbart angeordnete Stütz- und Umfassungskonstruktionen einzudringen. Beim Durchgang der Neutronen durch diese Materialschichten kommt es zu Wechselwirkungen mit Atomkernen.

Im Hinblick auf die Neutronenaktivierung sind folgende Wechselwirkungen relevant:

Tab. I

Kurzbezeichnung	Art der beteiligten Neutronen
(n,γ)-Reaktion	thermische und epitherm. Neutr.
(n,p)-Reaktion	schnelle Neutronen
(n,α)-Reaktion	schnelle Neutronen
(n,2n)-Reaktion	schnelle Neutronen

Durch die Aufnahme eines Neutrons in einen Atomkern wird dieser auf ein höheres Energieniveau angehoben. In der Regel ist dieser Zustand instabil, und der angeregte Kern geht infolge der ihm eigenen Halbwertszeit unter Aussendung eines β^-- oder β^+-Teilchens und von γ-Quanten über in einen meist stabilen Folgekern.

Während der Betriebszeit eines Reaktors werden also permanent in den von Neutronen beaufschlagten Strukturmaterialien angeregte Atomkerne erzeugt. Abb. 1 enthält alle im Bereich der Neutronenstahlung angeordneten Konstruktionsteile im Kernkraftwerk Obrigheim. Es sind dies im wesentlichen:

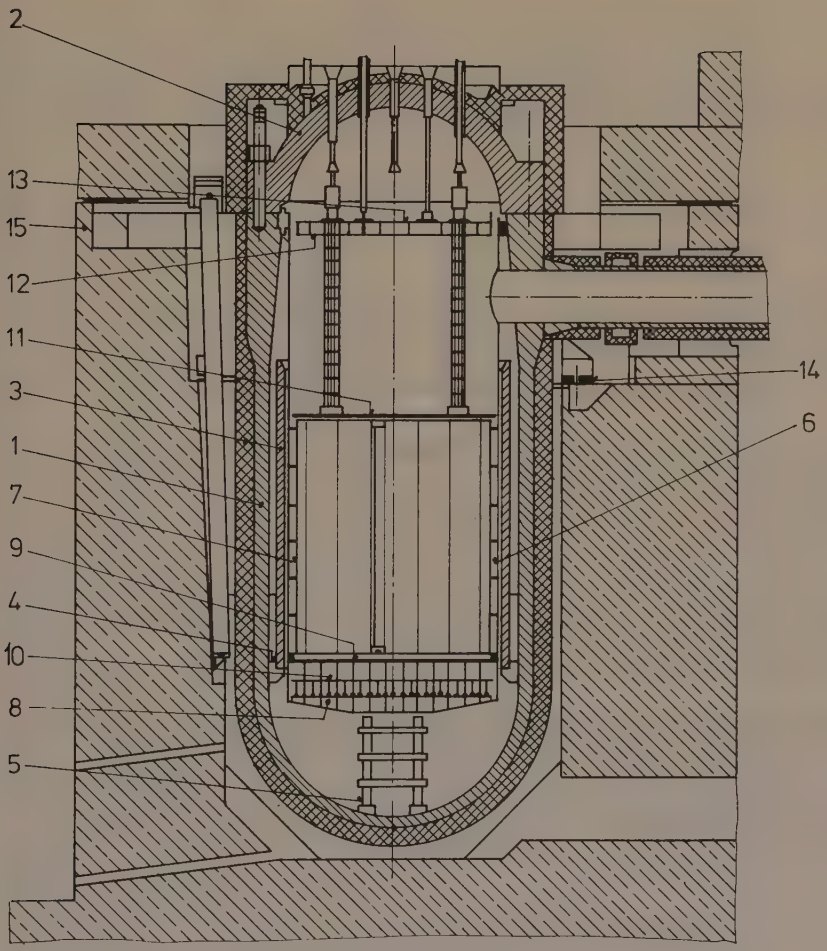


Abb. 1 : Längsschnitt durch den Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerkes Obrigheim

1 Reaktordruckbehälter
2 Druckbehälterdeckel
3 Thermischer Schild
4 Konsole
5 Schemel
6 Kernbehälter
7 Kernumfassung
8 Untere Tragplatte
9 Untere Gitterplatte
10 Stauplatte
11 Obere Gitterplatte
12 Obere Tragplatte
13 Deckplatte
14 Tragring
15 Biologischer Schild

Reaktordruckbehälter
Druckbehälterdeckel
Oberes Kerngerüst
Kernumfassung
Kernbehälter
Thermischer Schild
Schemel
Biologischer Schild

In den später konzipierten Druckwasserreaktoren höherer Leistung entfiel der Thermische Schild zulasten einer größeren Wandstärke von Kernumfassung und Kernbehälter.

Wegen fehlender praktischer Unterlagen über die zu erwartenden Dosisleistungen nach 40-jähriger Betriebszeit an der Oberfläche der oben angeführten Konstruktionsteile wird im folgenden eingegangen auf die numerische Berechnung. Angaben über eingesetzte Werkstoffe sind den Sicherheitsberichten /1, 2/ zu entnehmen. Eine Auflistung der chemischen Zusammensetzung der Werkstoffe enthält Tab. II /3, 4/.

Selbstverständlich kann bei unterstellter homogener Verteilung der beteiligten Elemente im Material über die prozentualen Gewichtsanteile und der natürlichen Häufigkeit auf die Anzahl der Atomkerne eines bestimmten Isotops pro Volumeneinheit geschlossen werden.

$$N_{ij} = \frac{L\, \varrho_{ges}\, \nu_{ij}}{10^2\, A_i} \cdot \frac{m_i}{m_{ges}} \qquad (1)$$

N_{ij}	= Anzahl der Atomkerne eines Isotops je Volumeneinheit	cm^{-3}
L	= 6,02252 10^{23}	Mol^{-1}
A_i	= Massenzahl eines Elementes	g/Mol
m_i/m_{ges}	= prozentualer Gewichtsanteil eines Elements	%
ϱ_{ges}	= spez. Gewicht des Konstruktionsteiles	g/cm^3
ν_{ij}	= natürliche Häufigkeit eines Isotops	

Tab. II:

Werkstoffzusammensetzung in Gew.-%

Element	22 CrNiMo 37	X 10 CrNiNb 18 9	X 2 CrNi 18 9
C	0,17 - 0,25	0,1	0,03
Al	≤ 0,05	---	---
Si	0,05 - 0,35	1,0	1,0
P	≤ 0,015	---	---
S	≤ 0,015	---	---
V	≤ 0,05	---	---
Cr	0,3 - 0,5	17 - 19	17 - 20
Mn	0,5 - 1,0	2,0	2,0
Fe	≤ 97,53	≤ 70	≤ 70,94
Co	≤ 0,02	≤ 0,02	≤ 0,02
Ni	0,5 - 1,0	9 - 11	9 - 11,5
Cu	≤ 0,18	---	---
Nb	---	0,8	---
Mo	0,6 - 0,8	---	---
Ta	≤ 0,02	≤ 0,01	≤ 0,01

Die örtliche Neutronenflußdichte ist mitentscheidend für die Ausbeute an aktivierten Atomkernen. Die Abbildungen 2, 3, 4 und 5 zeigen den Neutronenflußdichteverlauf durch verschiedene Konstruktionsteile des Reaktors /1, 5/. Wegen der starken Ortsabhängigkeit der Neutronenflußdichte muß die Wandstärke des betrachteten Konstruktionsteiles in mehrere Schichten sinnvoll aufgeteilt werden. In diesen Schichten sei dann jeweils eine konstante mittlere Neutronenflußdichte definiert. Angenähert zeigt die Neutronenflußdichte folgenden ortsabhängigen Verlauf:

$$\Phi(r) = \Phi(r_0)\, e^{-\chi r} \qquad (2)$$

mit

$$\chi = - \frac{\ln\Phi(r_1) - \ln\Phi(r_0)}{r_1 - r_0} \qquad (3)$$

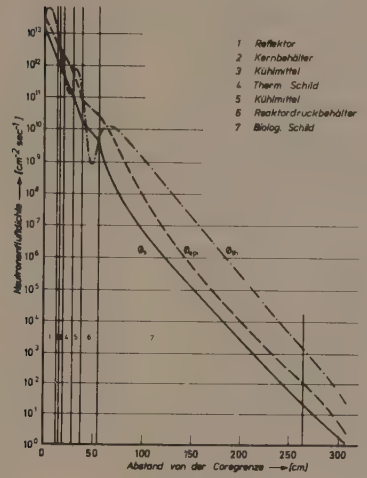


Abb. 2: Neutronenflußdichteverlauf in der radialen Abschirmung des Reaktorkerns des KWO

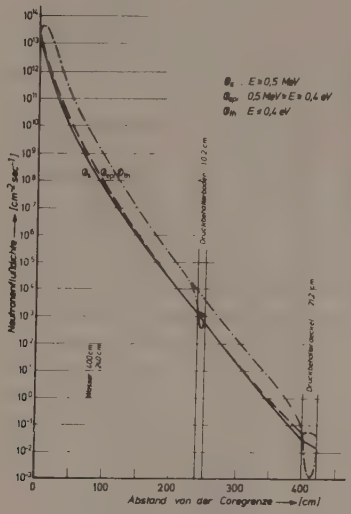


Abb. 3: Neutronenflußdichteverlauf in der axialen Abschirmung des Reaktorkerns des KWO

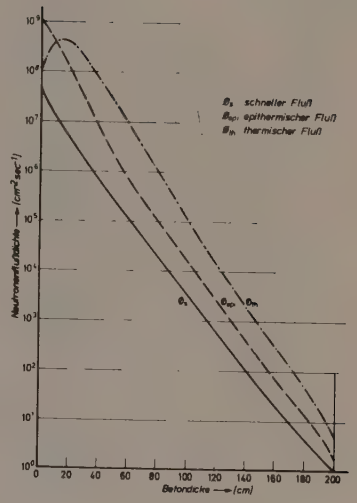


Abb 5: Radialer Neutronenflußdichteverlauf im Biologischen Schild eines 1300 MWe - Kernkraftwerkes

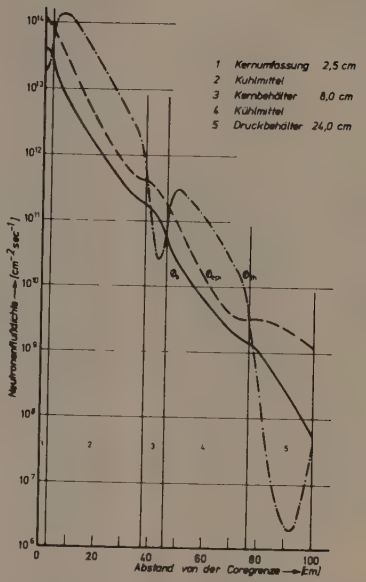


Abb. 4: Neutronenflußdichteverlauf in der radialen Abschirmung des Reaktorkerns eines 1300 MWe - Kernkraftwerkes

Die mittlere Neutronenflußdichte geht durch Integration nachstehender Beziehung hervor:

$$\overline{\Phi} = \frac{\int_{r_0}^{r_1} \Phi(r)\,dr}{\int_{r_0}^{r_1} dr} = \frac{\Phi(r_0)}{\chi(r_1 - r_0)} \left[1 - e^{-\chi(r_1 - r_0)} \right] \qquad (4)$$

Die numerische Berechnung der Dosisleistung wird am Beispiel des Druckgefäßes des Kernkraftwerks Obrigheim durchgeführt. Natürlich gelten die abgeleiteten Formeln und Überlegungen gleichermaßen für die anderen Konstruktionsteile.

Das Druckgefäß des Kernkraftwerkes Obrigheim mit einer Wandstärke von rund 170 mm (einschließlich Plattierung) wird in Höhe der Coremitte mit der maximalen Neutronenflußdichte belastet. Zur Ermittlung der sich daraus ergebenden maximalen Dosisleistung an der äußeren bzw. inneren Oberfläche des Druckgefäßes dient die Aufteilung der Druckgefäßwand in 17 gleichdicke Schichten von je 10 mm. Der Unterschied zwischen Plattierungswerkstoff der innersten Schicht und des Werkstoffs der übrigen Schichten kann als unerheblich gelten, da in beiden Werkstoffen der Co-Gehalt auf max. 0,02 Gew.-% beschränkt ist.

Die Beziehung (1) legt die Ausgangsverteilung der Atomkerne pro Volumeneinheit fest. Wie bereits erwähnt, ändert sich bei Reaktorbetrieb die Isotopenstruktur innerhalb der betroffenen Materialien aufgrund der Neutronenwechselwirkungen. Ganz allgemein kann die Erzeugung von angeregten Isotopen durch folgende Bilanz beschrieben werden:

$$\frac{dN_j(r,t_b)}{dt_b} = \sigma_{j-1} N_{j-1}(t_b) \overline{\Phi}(r) - \lambda_j N_j(r,t_b) \qquad (5)$$

Hierin bedeuten:

$N_j(r,t_b)$ = Zahl der orts- und zeitabhängigen angeregten Atomkerne eines Isotops pro Volumeneinheit cm^{-3}

t_b = Reaktorbetriebszeit (40 a)

$N_{j-1}(t_b) \approx N_{j-1}$ = Zahl der Mutterkerne pro Volumeneinheit cm^{-3}

σ_{j-1} = Wirkungsquerschnitt für Wechselwirkung Neutron - Mutterkern cm^2

$\bar{\phi}(r)$ = gemittelte schichtabhängige Neutronenflußdichte (während des Reaktorbetriebes konstant angenommen) $cm^{-2}s^{-1}$

λ_j = Zerfallskonstante des angeregten Atomkerns s^{-1}

Tabelle III enthält Atomkernumwandlungen durch Neutronenwechselwirkung. Im Hinblick auf die Dosisleistungsberechnung durch Gammastrahlung sind nur solche Umwandlungen interessant, die zu angeregten Atomkernen führen, deren Zerfall von Gammastrahlung begleitet ist.

Für jedes Isotop läßt sich eine Bilanz in der Form (5) aufstellen. Dabei ist die zeitliche Änderung der Isotopenkonzentration der Mutterkerne gegenüber ihrer Ausgangskonzentration vernachlässigbar. Bei abgeschaltetem Reaktor entfällt natürlich der Zuwachsterm aufgrund der eingestellten Neutronenproduktion. Die Bilanz ändert sich so folgerichtig in

$$\frac{dN_j(r,t_b,t_a)}{dt_a} = -\lambda_j N_j(r,t_b,t_a) \qquad (6)$$

t_a = Abklingzeit

Die Lösung obiger Differentialgleichungen und das Einsetzen zugehöriger Werte ermöglicht die Angabe der örtlichen Isotopenkonzentrationen pro Volumeneinheit. Die Aktivität pro Volumen- und Zeiteinheit in der jeweils betrachteten Wandschicht ermittelt sich auf einfache Weise über die Definition

$$A_j(r,t_b,t_a) = \lambda_j N_j(r,t_b,t_a) \qquad (7)$$

Tab. III:

Isotopenumwandlung durch Wechselwirkung mit Neutronen
(umfaßt die Werkstoffe
22 CrNiMo 37, X 10 CrNiNb 18 9, X 2 CrNi 18 9)/6/

Mutterkern	Neutronenwechselwirkung [barn] $\sigma(n,\gamma)$ therm.	epith.	$\sigma(n,p)$ schnell	$\sigma(n,\alpha)$ schnell	$\sigma(n,2n)$ schnell	angeregter Kern	Zerfallskonstante λ s^{-1}	Folgekern
Al^{27}	0,21	0,16	0,0029	0,0006		Al^{28} Mg^{27} Na^{24}	$0{,}502\ 10^{-2}$ $0{,}122\ 10^{-2}$ $0{,}128\ 10^{-4}$	Si^{28} Al^{27} Mg^{24}
Si^{28}			0,004			Al^{28}	$0{,}502\ 10^{-2}$	Si^{28}
Si^{29}			0,0027			Al^{29}	$0{,}175\ 10^{-2}$	Si^{29}
Si^{30}	0,11					Si^{31}	$0{,}735\ 10^{-4}$	P^{31}
P^{31}			0,0312	0,00143		Si^{31} Al^{28}	$0{,}735\ 10^{-4}$ $0{,}502\ 10^{-2}$	P^{31} Si^{28}
S^{34}			0,00026	0,003		P^{34} Si^{31}	$0{,}559\ 10^{-1}$ $0{,}735\ 10^{-4}$	S^{34} P^{31}
S^{36}	0,14					S^{37}	$0{,}227\ 10^{-2}$	Cl^{37}
Cl^{37}	0,56					Cl^{38}	$0{,}310\ 10^{-3}$	Ar^{38}
V^{51}	4,5	0,46		0,00008		V^{52} Sc^{48}	$0{,}308\ 10^{-2}$ $0{,}437\ 10^{-5}$	Cr^{52} Ti^{48}
Cr^{50}	13,5					Cr^{51}	$0{,}289\ 10^{-6}$	V^{51}
Cr^{52}			0,00092			V^{52}	$0{,}308\ 10^{-2}$	Cr^{52}
Cr^{53}			0,00037			V^{53}	$0{,}578\ 10^{-2}$	Cr^{53}
Mn^{55}	13,3	15			0,00005	Mn^{56} Mn^{54}	$0{,}749\ 10^{-4}$ $0{,}265\ 10^{-7}$	Fe^{56} Cr^{54}
Fe^{54}			0,066	0,00037		Mn^{54} Cr^{51}	$0{,}265\ 10^{-7}$ $0{,}289\ 10^{-6}$	Cr^{54} V^{51}
Fe^{56}			0,0009			Mn^{56}	$0{,}749\ 10^{-4}$	Fe^{56}
Fe^{58}	0,98	1,15				Fe^{59}	$0{,}178\ 10^{-6}$	Co^{59}
Co^{59}	36	75	0,0057	0,00014		Co^{60} Fe^{59} Mn^{56}	$0{,}418\ 10^{-8}$ $0{,}178\ 10^{-6}$ $0{,}749\ 10^{-4}$	Ni^{60} Co^{59} Fe^{56}
Ni^{58}			0,14			Co^{58}	$0{,}113\ 10^{-6}$	Fe^{58}
Ni^{62}				0,00014		Fe^{59}	$0{,}178\ 10^{-6}$	Co^{59}
Ni^{64}	1,6					Ni^{65}	$0{,}752\ 10^{-4}$	Cu^{65}
Cu^{63}	4,3	4,2		0,00072		Cu^{64} Co^{60}	$0{,}150\ 10^{-4}$ $0{,}418\ 10^{-8}$	Zn^{64} Ni^{60}
Cu^{65}	1,8	1,39				Cu^{66}	$0{,}227\ 10^{-2}$	Zn^{66}
Nb^{93}	1,0	8,73				Nb^{94}	$0{,}122\ 10^{-11}$	Mo^{94}
Mo^{92}			0,0067			Nb^{92}	$0{,}787\ 10^{-6}$	Zr^{92}
Mo^{95}			0,0001			Nb^{95}	$0{,}229\ 10^{-6}$	Mo^{95}
Mo^{98}	0,45	8,9				Mo^{99}	$0{,}289\ 10^{-5}$	Tc^{99}
Mo^{100}	0,2	3,73			4	Mo^{101} Mo^{99}	$0{,}791\ 10^{-3}$ $0{,}289\ 10^{-5}$	Tc^{101} Tc^{99}
Ta^{181}	19,03	590				Ta^{182}	$0{,}698\ 10^{-7}$	W^{182}
Ta^{182}	17000					Ta^{183}	$0{,}161\ 10^{-5}$	W^{183}

Die Tabelle IV weist die schicht- und isotopenabhängigen, numerisch erhaltenen Aktivitäten aus. Es sind in dieser Tabelle jedoch nur noch jene instabilen Isotope enthalten, die für den weiteren Verlauf der Dosisleistungsberechnung von Bedeutung sind.

Tab. IV:

Maximale schichtabhängige Isotopenaktivität in der Druckbehälterwand nach 40-jährigem Reaktorbetrieb und einem halben Jahr Stillstand

Schicht	Isotopenaktivität mCi/cm^3									
	Cr^{51} 10^{-3}	Mn^{54} 10^{-1}	Fe^{59} 10^{-1}	Co^{58} 10^{-3}	Co^{60}	Zn^{65} 10^{-4}	Nb^{92} 10^{-9}	Nb^{95} 10^{-6}	Ta^{182}	Ta^{183} 10^{-9}
(innen)	7,58									
1	7,58	0,907	0,828	6,79	3,65	0,576	0,748	0,726	2,10	2,46
2	4,32	0,847	0,612	6,35	2,89	0,329	0,699	0,678	1,94	1,40
3	2,44	0,791	0,479	5,92	2,40	0,209	0,653	0,633	1,80	0,791
4	1,32	0,734	0,392	5,50	2,07	0,144	0,606	0,588	1,676	0,426
5	0,647	0,678	0,332	4,76	1,82	0,106	0,559	0,543	1,565	0,208
6	0,329	0,636	0,295	4,76	1,66	0,085	0,525	0,509	1,464	0,105
7	0,184	0,593	0,270	4,44	1,53	0,071	0,489	0,475	1,372	0,058
8	0,115	0,548	0,250	4,10	1,43	0,061	0,452	0,439	1,288	0,036
9	0,084	0,511	0,233	3,83	1,33	0,053	0,422	0,409	1,208	0,026
10	0,067	0,475	0,218	3,55	1,25	0,047	0,392	0,380	1,133	0,020
11	0,063	0,444	0,204	3,32	1,17	0,041	0,366	0,355	1,062	0,019
12	0,069	0,415	0,192	3,11	1,10	0,036	0,343	0,333	0,995	0,021
13	0,088	0,387	0,181	2,90	1,03	0,032	0,319	0,310	0,933	0,027
14	0,133	0,359	0,173	2,69	0,979	0,029	0,296	0,287	0,875	0,042
15	0,205	0,333	0,167	2,50	0,932	0,027	0,275	0,267	0,820	0,066
16	0,288	0,311	0,161	2,33	0,890	0,025	0,256	0,249	0,768	0,093
17 (außen)	0,390	0,291	0,159	2,18	0,858	0,024	0,240	0,233	0,722	0,126

Die übrigen radioaktiven Isotope sind nach einem halben Jahr fast gänzlich zerfallen und leisten demzufolge keinen

Tab. V:

Von Gammastrahlenemission begleitete Isotopenumwandlungen, relevant im Hinblick auf die Berechnung der Dosisleistung

instabiles Isotop	Gammaquanten-energie E_γ MeV	Emissions-wahrscheinlichkeit %
Cr^{51}	0,325	9
Mn^{54}	0,835	100
Fe^{59}	1,10	56
	1,29	44
Co^{58}	0,511	30
	0,810	99
Co^{60}	1,173	100
	1,332	100
Zn^{65}	0,511	3,4
	1,115	49
Nm^{92}	0,930	98
Nb^{95}	0,765	100
Ta^{182}	0,068	42
	0,100	14
	0,152	7
	0,222	8
	1,122	34
	1,189	16
	1,222	27
	1,231	13
Ta^{183}	0,046	5
	0,053	5
	0,099	7
	0,108	11
	0,161	17
	0,246	33
	0,300	11
	0,354	11

nennenswerten Beitrag mehr zur Gammastrahlen-Dosisleistung.

Die nächste Tab. V gibt Auskunft über die beim ß-Übergang der interessierenden instabilen Isotope ausgesandten Gammastrahlenenergien und deren Emissionswahrscheinlichkeiten /7, 8/.

Aus den Tabellen IV und V tritt bereits klar hervor, daß die Isotope Co^{60} und Ta^{182} aufgrund hoher Aktivität und harter Gammastrahlung den größten Teil der Strahlenbelastung ausmachen.

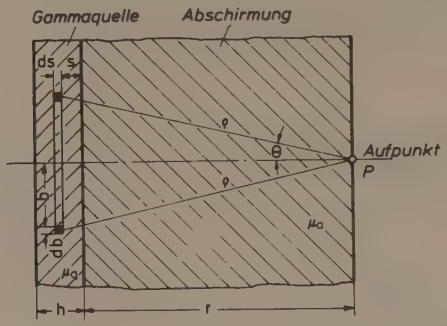
Zur Ermittlung der Gammaflußdichte an der inneren und äusseren Oberfläche der Druckbehälterwand in Höhe der Coremitte muß die Gammastrahlenabschwächung zwischen dem Ort ihrer Entstehung und dem Aufpunkt berücksichtigt werden. Als ein auf den hier behandelten Fall zutreffendes Modell zur mathematischen Lösung der Abhängigkeit der Gammaflußdichte vom Radius eines Hohlzylinders mit $d \gg s$ gelte eine unendlich ausgedehnte Platten-Volumen-Strahlenquelle mit Abschirmung und Selbstabsorption (vgl. auch /9/). Die Rechenergebnisse bestätigen, daß eine Ermittlung der Dosisleistung im Aufpunkt P des Druckbehälters unter Zuhilfenahme obiger Modellvorstellung (unendlich ausgedehnte Platten-Volumen-Quelle) abweichend von der wirklichen Geometrie (Hohlzylinder) für den vorliegenden Fall statthaft ist, da nur die in unmittelbarer Nähe des Aufpunktes P gelegenen Schichten wesentlich zur Strahlenbelastung beitragen können (über 97 % der Dosisleistung entstammen einer 100 mm starken Wandschicht). Dieser Bereich von 100 mm Radius um den Aufpunkt P wird durch die Krümmung des Hohlzylinders nur unwesentlich verändert.

Es ist allgemein

$$d\Phi_{\gamma j} = \frac{A_j \, dV}{4\pi\varrho^2} \qquad (8)$$

Abb. 6:

Platten-Volumen-Strahlenquelle
mit Abschirmung und Selbstabsorption



$$\rho = \sqrt{b^2 + (r+s)^2} \qquad dV = 2\pi\, b\, db\, ds$$

oder in diesem Falle mit Abschirmung und Selbstabsorption

$$d\Phi_{\gamma j}(r, t_b, t_a) = \frac{A_j(r, t_b, t_a)\, w_j}{2} \cdot \frac{b\, db\, ds}{b^2 + (r+s)^2} \cdot \exp\left[-\left(\frac{\mu_a(E_\gamma) r}{\cos\theta} + \frac{\mu_q(E_\gamma) s}{\cos\theta} \right) \right] \quad (9)$$

wobei

$$\frac{1}{\cos\theta} = \frac{\sqrt{b^2 + (r+s)^2}}{r+s}$$

Daraus entwickelt sich ein Doppelintegral der Form

$$\Phi_{\gamma j}(r, t_b, t_a, E_\gamma) = \frac{A_j(r, t_b, t_a, E_\gamma) w_j}{2} \int_0^h \int_0^\infty \exp\left[-\left(\mu_a(E_\gamma) r + \mu_q(E_\gamma) s \right) \frac{\sqrt{b^2 + (r+s)^2}}{r+s} \right] \cdot \frac{1}{b^2 + (r+s)^2}\, db\, ds \quad (10)$$

Durch die Auflösung dieses Integrals gewinnt man folgende Beziehung zur Berechnung der Gammaflußdichte

$$\Phi_{\gamma j}(r,t_b,t_a,E_\gamma) = \frac{A_j(r,t_b,t_a,E_\gamma)w_j}{2\,\mu_q(E_\gamma)}\left[E_2(\mu_a(E_\gamma)r) - E_2(\mu_a(E_\gamma)r + \mu_q(E_\gamma)h)\right] \qquad (11)$$

und unter Einbeziehung des Build-up-Faktors nach J.J. Taylor /10/ sowie $\mu_q = \mu_a = \mu$ und der Emissionswahrscheinlichkeit w_j für Gammastrahlung bestimmter Energie

$$\Phi_{\gamma j}(r,t_b,t_a,E_\gamma) = \frac{A_j(r,t_b,t_a,E_\gamma)w_j}{2\,\mu(E_\gamma)}\left\{A(E_\gamma)\left[E_2(X_1) - E_2(X_2)\right] + (1 - A(E_\gamma))\left[E_2(X_3) - E_2(X_4)\right]\right\} \qquad (12)$$

$$X_1 = (1 + \alpha_1(E_\gamma))\,\mu(E_\gamma)r$$

$$X_2 = (1 + \alpha_1(E_\gamma))\,\mu(E_\gamma)(r + h)$$

$$X_3 = (1 + \alpha_2(E_\gamma))\,\mu(E_\gamma)r$$

$$X_4 = (1 + \alpha_2(E_\gamma))\,\mu(E_\gamma)(r + h)$$

Hier bedeuten:

$\phi_{\gamma j}$	= orts-, zeit- und energieabhängige Gammaflußdichte in einem Aufpunkt P in einer Entfernung r von der Strahlenquelle	$cm^{-2}\ s^{-1}$
$\mu(E\gamma)$	= energieabhängiger Schwächungskoeffizient des betreffenden Werkstoffes für Gammastrahlen /11/	cm^{-1}
$E_2(X)$	= Integral-Exponentialfunktion, tabelliert in /13/	
A, α_1, α_2	= dimensionslose energie- und materialabhängige Koeffizienten zur Berücksichtigung des Build-up-Faktors /12/	
$E\gamma$	= Energie der emittierten Gammastrahlung	MeV
μ_{el}	= Energieabsorptionskoeffizient für Gammastrahlen in Luft	cm^2/g

Durch Summation über alle Wandschichten eines Konstruktionsteiles erhält man die energieabhängige Gammaflußdichte zu

$$\Phi_\gamma(t_b,t_a,E_\gamma) = \sum_r \sum_j \Phi_{\gamma j}(r,t_b,t_a,E_\gamma) \qquad (13)$$

und eine energieabhängige Dosisleistung im Aufpunkt P zu

$$\dot{D}(t_b,t_a,E_\gamma) = \frac{\Phi_\gamma(t_b,t_a,E_\gamma)\, E_\gamma\, \mu_{el}(E_\gamma)}{5{,}5\ 10^7} \quad [r\cdot s^{-1}] \qquad (14)$$

und endlich eine Gesamtdosisleistung im gewählten Aufpunkt von

$$\dot{D}(t_b,t_a) = \sum_{E_\gamma} \dot{D}(t_b,t_a,E_\gamma) \qquad (15)$$

Da beim ß-Übergang der instabilen Isotope Gammaquanten der verschiedensten Energien emittiert werden ($0{,}046 \leq E \leq 1{,}332$ MeV, sh. Tab. V), ist es für eine praktische Berechnung der Gammaflußdichte angebracht, die Gammaquanten einzelnen Energiegruppen zuzuordnen. Im vorliegenden Fall wurde eine Aufteilung auf 5 Energiegruppen vorgenommen.

Tab. VI:

Energiegruppen der freigesetzten Gammaquanten

Energieintervall MeV	Mittlere Gammaenergie MeV	Massenschw.-koeffizient Stahl cm^{-1}	Energieabh. Koeff. (Build-up-Faktor) A	$-\alpha_1$	$-\alpha_2$	Energieabsorptionskoeffizient für Gammastrahlg. in Luft cm^2/g
0,01 - 0,245	0,105	2,40	51	0,075	0,053	0,024
0,245 - 0,400	0,285	0,86	37	0,070	0,044	0,029
0,4 - 0,7	0,511	0,64	31	0,068	0,037	0,030
0,7 - 1,0	0,835	0,52	26,5	0,064	0,030	0,0285
1,0 - 1,6	1,205	0,43	23	0,057	0,0185	0,027

Nach numerischer Auswertung der formelmäßigen Beziehungen zur Ermittlung der maximalen energieabhängigen Gammafluß-

dichte an der inneren und äußeren Oberfläche der Druckbehälterwand erhält man die nachstehend in Tab. VII wiedergegebenen Werte.

Tab. VII:
Maximale Gammaflußdichte
an der inneren und äußeren Oberfläche des Druckbehälters
des Kernkraftwerkes Obrigheim

Mittlere Gammaenergie MeV	0,105	0,285	0,511	0,835	1,205
Gammaflußdichte $cm^{-2}s^{-1}$					
innere Oberfläche:	$0,114\ 10^{8}$	$0,11\ 10^{5}$	$0,545\ 10^{5}$	$0,315\ 10^{7}$	$0,315\ 10^{9}$
äußere Oberfläche:	$0,4\ 10^{7}$	$0,62\ 10^{3}$	$0,21\ 10^{5}$	$0,125\ 10^{7}$	$0,114\ 10^{9}$

Die nächste Tabelle zeigt die numerisch berechneten, energieabhängigen Dosisleistungen an der inneren und äußeren Oberfläche der Druckbehälterwand (Maximalwerte).

Tab. VIII:
Maximale energieabhängige Dosisleistungen
an der inneren und äußeren Oberfläche des Druckbehälters
des Kernkraftwerkes Obrigheim

Mittlere Gammaenergie MeV	0,105	0,285	0,511	0,835	1,205
Dosisleistung r/h					
innere Oberfläche	1,88	$0,59\ 10^{-2}$	$0,55\ 10^{-1}$	4,90	$0,67\ 10^{3}$
äußere Oberfläche	0,66	$0,34\ 10^{-3}$	$0,21\ 10^{-1}$	1,94	$0,24\ 10^{3}$

Hier bestätigt sich, daß die Gammastrahlung der höchsten Energiegruppe den maßgeblichen Einfluß ($\approx$99 %) auf die Gesamtstrahlenbelastung ausübt. Die an dieser Gammastrahlung hauptbeteiligten Isotope sind, wie schon erwähnt, Co^{60} (72 %),

Ta^{182} (27 %) und Fe^{59} (1 %). Dazu weisen die beiden Isotope Co^{60} und Ta^{182} die kleinsten Zerfallskonstanten auf, so daß bei längeren Abklingzeiten die Dosisleistung durch Gammastrahlung im wesentlichen nur noch durch die Zerfallsgammastrahlung von Co^{60} und Ta^{182} verursacht wird. Schließlich führt die Berechnung der Dosisleistung an der Oberfläche des Druckbehälters des Kernkraftwerkes Obrigheim ein halbes Jahr nach Beendigung des Reaktorbetriebes zu folgendem Ergebnis:

Maximale Dosisleistung an der	
äußeren Oberfläche	245 r/h
inneren Oberfläche	677 r/h

Nach analoger numerischer Behandlung weiterer neutronenaktivierter Konstruktionsteile ergaben sich unter Zugrundelegung einer Betriebszeit von 40 Jahren und einer anschliessenden Abklingzeit von einem halben Jahr die nachstehend tabelliert wiedergegebenen Dosisleistungen an den inneren und äußeren Oberflächen.

Tab. IX:

Maximale Dosisleistungen
an den Oberflächen verschiedener Konstruktionsteile
des Kernkraftwerkes Obrigheim nach 40 Reaktorbetriebsjahren
und einem halben Jahr Stillstand

Konstruktionsteil	Dosisleistung r/h	
	innere Oberfläche	äußere Oberfläche
Kernbehälter	$3{,}3 \; 10^{4}$	$2{,}9 \; 10^{4}$
Therm. Schild	$1{,}1 \; 10^{4}$	$5{,}9 \; 10^{3}$
Druckgefäß		
Core - Mitte	$6{,}8 \; 10^{2}$	$2{,}45 \; 10^{2}$
Boden	$2{,}2 \; 10^{-5}$	$1{,}9 \; 10^{-5}$
Deckel	äußerst gering	
Biol. Abschirmung	$6{,}5 \; 10^{-1}$	---

Ein Vergleich der Dosisleistungen zwischen neutronenbeaufschlagten Kernbauteilen des Kernkraftwerkes Obrigheim und eines Kernkraftwerkes heutiger Größe von 1300 MWe verdeutlicht, daß die moderne Entwicklung in bezug auf das Druckgefäß und den neutronenaktivierten Teil des Biologischen Schildes zu günstigeren Strahlungswerten führt. Dies liegt ganz einfach in der vorteilhafteren Geometrie der größeren Anordnung begründet. Denn hier fällt die Neutronenflußdichte wegen der sehr viel breiteren Wasserspalte zwischen Kernumfassung und Kernbehälter, 335 mm (112 mm), einerseits und zwischen Kernbehälter und Druckgefäß, 335 mm (40 mm + 100 mm), andererseits viel stärker ab. Die Werte in den Klammern beschreiben die Verhältnisse beim Kernkraftwerk Obrigheim.

Tab. X:

Gegenüberstellung der maximalen Dosisleistungen einiger Kernbauteile des Kernkraftwerkes Obrigheim und eines 1300 MWe Reaktors

Konstruktionsteil	Dosisleistung r/h			
	Kernkraftwerk Obrigheim		1300 MWe Reaktor	
	innere Oberfl.	äußere Oberfl.	innere Oberfl.	äußere Oberfl.
Druckgefäß in Core-Mitte	$6{,}8\ 10^{2}$	$2{,}45\ 10^{2}$	$3{,}1\ 10^{1}$	$1{,}2\ 10^{1}$
Biol. Abschirmung	$6{,}5\ 10^{-1}$	-	$1{,}7\ 10^{-2}$	-

Ein Urteil darüber, inwieweit die numerisch ermittelten Werte praktisch zutreffend sind, erlauben die im Kernkraftwerk Stade (630 MWe) eine Woche nach Abschaltung des Reaktors vorgenommenen Dosisleistungsmessungen. Bereits nach zweijährigem Betrieb erreichte die Gammastrahlung am Reaktordruckgefäß innen in Höhe der Kernmitte maximal 25 rem/h und am unteren Ende des oberen Kerngerüstes 450 rem/h.

Der Vollständigkeit halber sei an dieser Stelle noch kurz auf eine mögliche Abweichung vom Maximalwert der Dosislei-

stung aufgrund von Wertverschiebungen der Einflußgrößen eingegangen. Wie aus der bisherigen Berechnung bereits zu ersehen ist, handelt es sich bei der Ermittlung der Dosisleistung um eine konservative Abschätzung. Die Angabe von Maximalwerten, im Gegensatz zur üblichen Angabe von mittleren Ergebnissen, erscheint insofern sinnvoll, als eine Demontageplanung sicherheitshalber auf der ungünstigeren Situation aufbauen sollte. Zur Abschätzung des Fehlers müssen die möglichen Abweichungen aller relevanten Einflußgrößen in Richtung auf eine Mindestdosisleistung in die Fehlerrechnung Eingang finden.

Aus vorangegangener Dosisleistungsberechnung wurde nachgewiesen, daß allein die höchste Energiegruppe, und zwar zu fast 99 %, die Gesamtstrahlenbelastung bestimmt. So genügt es sicherlich, zur Ermittlung der relativen Fehlergröße nur die Mutterkerne der für diese Energiegruppe verantwortlichen Isotope heranzuziehen. Es sind dies, der Bedeutung nach geordnet, die Isotope: Co^{59}, Ta^{181}, Fe^{58}, Ni^{60}, Ni^{62} und Cu^{63}.

Größten Einfluß auf das Fehlerergebnis nehmen die Anfangsgewichtsanteile dieser Isotope, so daß deren in die Fehlerrechnung eingehenden prozentualen Abweichungen mit der nötigen Sorgfalt anzusetzen sind. Die Gesamtabweichung der Dosisleistung vom Maximalwert läßt sich durch partielle Differentiation über die Einflußgrößen, der Verwendung der abgeleiteten Beziehungen und dem Einfügen sinnvoller Einzelabweichungen auffinden.

Die anschließende Tab. XI enthält die Ausgangsgewichtsanteile der maßgeblichen Isotope im Stahl 22 CrNiMo 37, multipliziert mit der natürlichen Isotopenhäufigkeit und zugeordnet die höchsten geschätzten prozentualen Gewichtsabweichungen. Dabei wurde als verpflichtend angesehen, daß durch die Limitierung der Gewichtsanteile die obere Grenze nicht über-

schritten werden darf. Allenfalls ist eine Abweichung zu geringeren Prozentsätzen hin zu tolerieren.

Tab. XI:
Ausgangsgewichtsanteile und größte Abweichungen der maßgeblichen Isotope im Stahl 22 CrNiMo 37

Isotop	Gew.-% x natürl. Häufigkeit	Abweichung in Gew.-%
Co^{59}	≤ 0,02	- 0,005
Ta^{181}	≤ 0,02	- 0,005
Fe^{58}	≥ 0,42	+ 0,01
Ni^{60}	(0,13) bis 0,26	- 0,13
Ni^{62}	(0,018 bis 0,037	- 0,018
Cu^{63}	≤ 0,12	- 0,06

Während der Ni- und Cu-Gehalt in weiten Grenzen schwankt, dürfte bei den Isotopen Co^{59} und Ta^{181} eine weitere Absenkung des Gewichtsanteiles auf Schwierigkeiten stoßen. Eine Reduzierung dieser Elementanteile bedingt den Einsatz von Co- und Ta-armem Erz und Schrott bei der Stahlgewinnung, was den Stahlpreis jedoch enorm in die Höhe treibt. Weder liegt dies im Sinne des Herstellers noch des Käufers, so daß die Schwankungsbreite mit den oben angegebenen Werten ausreichend erfaßt sein dürfte. Selbstverständlich führt eine Minderung der Gewichtsanteile sämtlicher Legierungselemente zu einem erhöhten Eisenanteil.

Das Ergebnis der Fehlerrechnung sagt aus, daß eine Abweichung der Dosisleistung vom Maximalwert um etwa 30 % als realistisch einzuschätzen ist.

1.3 Kontamination

Außer mit der Neutronenaktivierung - beschränkt auf Bauteile, die im Strahlungsbereich der Reaktorneutronen angeord-

net sind - muß man in der Reaktobautechnik mit der Verschleppung von radioaktiven Partikeln rechnen. Dies sind im wesentlichen durch das Kühlmittel mitgerissene Korrosionsprodukte, die im Reaktorcore der Neutronenstrahlung ausgesetzt waren und sich zu einem späteren Zeitpunkt irgendwo in den nachfolgenden Kreisläufen abgesetzt haben.

Im Kühlmittel von Druckwasserreaktoren wurden eine Reihe von radioaktiven Korrosionsprodukten nachgewiesen /14/, von denen aufgrund ihrer längeren Halbwertszeit nur folgende Isotope interessieren:

Tab. XII:
Radioaktive Korrosionsprodukte
im Kühlmittel eines Druckwasserreaktors

Nuklid	Halbwertszeit	Ausgangskern	Reaktion
Cr 51	27,8 d	Cr 50	n,γ
Mn 54	303 d	Fe 54	n,p
Fe 59	45 d	Co 59	n,p
Co 58	71 d	Ni 58	n,p
Co 60	5,26 a	Co 59	n,γ
Zr 95	65 d	Zr 94	n,γ
Ta 182	115 d	Ta 181	n,γ

Hinsichtlich der Wartung und der Demontage nach einer bestimmten Betriebszeit spielt die Kenntnis über das zeitliche Verhalten der abgelagerten Korrosionsprodukte in Kreisläufen und sonstigen Anlagenteilen eine überragende Rolle. Ziel dieses Kapitels ist es deshalb, die Dosisleistungen an den Oberflächen der Bauteile, verursacht durch Kontamination der nukearen Anlage festzustellen. Die Basis dafür schaffen Messungen über die von verschiedenen Anlagenteilen im Kernkraftwerk Obrigheim herrührende Strahlenbelastung. Diese Messungen wurden seit Betriebsbeginn im Jahre 1968 in größeren zeitlichen Abständen an den gleichen Stellen

wiederholt, und zwar jeweils eine Woche nach Abschalten des Reaktors /15, 16, 17/.

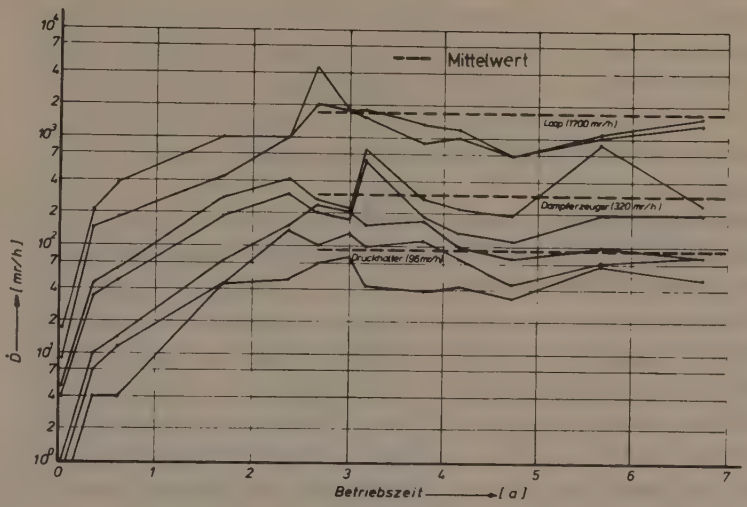


Abb. 7: Zeitlicher Verlauf der Kontamination in verschiedenen Anlagenteilen des KWO

Abbildung 7 zeigt die in einem Diagramm aufgetragenen und durch Linienzug miteinander verbundenen Meßwerte einiger Komponenten und Anlagenteile des Kernkraftwerkes Obrigheim. Auffallend daran ist, daß der zeitlich stetig steigende Verlauf der Dosisleistungswerte nach etwa drei- bis vierjährigem Reaktorbetrieb in ein alternierendes Verhalten umschlägt, das sich durch keine weitere Dosisleistungssteigerung auszeichnet. Darauf vertrauend, daß sich dieser Zustand bis zum kalkulierten Betriebsende nach 40 Jahren weiter fortsetzt, ist hinsichtlich der Oberflächenaktivität der vom

Kühlmittel durchflossenen Kreisläufe über diese vier Jahre hinaus keine wesentliche Steigerung mehr zu erwarten. Somit können die für den bisherigen Reaktorbetrieb vorliegenden Meßwerte und die daraus abzuleitenden Mittelwerte (bzw. Maximalwerte) als Richtwerte für die nach Beendigung des Reaktorbetriebes zu erwartende Strahlenbelastung dienen. Sie sind lediglich anzupassen an den geplanten Zeitpunkt der Demontage eines stillgelegten Kernkraftwerkes.

Da nachgewiesenermaßen sowohl an der Strahlenbelastung durch Kontamination als auch durch Neutronenaktivierung in der Hauptsache dieselben Isotope beteiligt sind, bietet sich zur Festlegung der zeitlichen Dosisleistungsabnahme der Kontaminationsschichten ein Anlehnen an das zeitliche Absinken der Dosisleistung der neutronenaktivierten Bauteile an. Näherungsweise würden sich auf dieser Grundlage die nach einer Woche nach Abschalten des Reaktors gemessenen Dosisleistungswerte auf ein halbes Jahr Abklingzeit übertragen um den Faktor $\approx 1{,}8$ vermindert haben (Abb. 8, 9).

Die Abbildungen 10 bis 16 enthalten stark vereinfacht die einzelnen kontaminierten Systeme und Komponenten der nuklearen Anlage des Kernkraftwerkes Obrigheim mit Angabe der voraussichtlich zu erwartenden Dosisleistungen. Da nur relativ wenig Meßstellen über Haupt-, Hilfs- und Nebenkreisläufen verteilt sind, wird bei dieser Untersuchung davon ausgegangen, daß die einzelnen Kreisläufe über ihre gesamte Länge die gleiche Oberflächenkontamination aufweisen. Die in den Abbildungen dokumentierten Dosisleistungen an den äußeren Oberflächen von Rohrleitungen und Komponenten bezeichnen Maximalwerte. Im allgemeinen läßt sich ein Spielraum nachweisen (sh. Abb. 7), der durch ein Verhältnis der niedrigsten zur höchsten Dosisleistung zwischen 0,6 und 0,8 geprägt ist. Gegenüber einer pessimistischen Abschätzung der Strahlenbelastung durch Demontage kontaminierter Anlagenteile unter Zugrundelegen der maximalen Do-

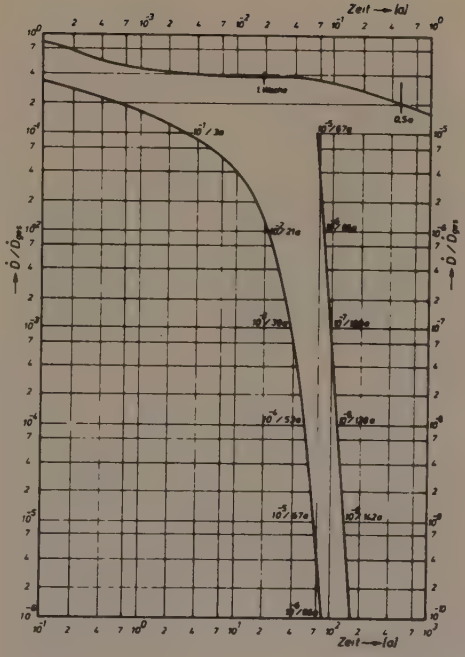


Abb. 8:

Zeitlicher Verlauf der relativierten Dosisleistung an der Druckbehälteraußenwand des KWO

sisleistungen bedeutet diese Tatsache eine mögliche Minderung der Strahlenbelastung um 20 bis 40 %.

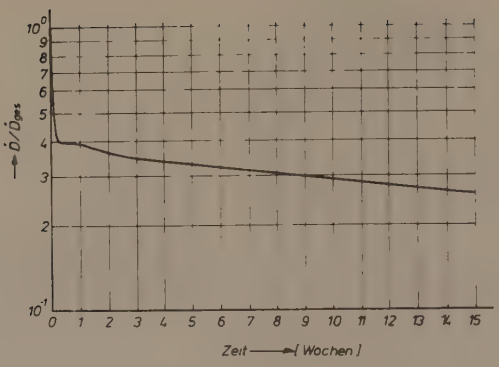


Abb. 9a

Abb. 9: Zeitlicher Verlauf der relativierten Dosisleistung

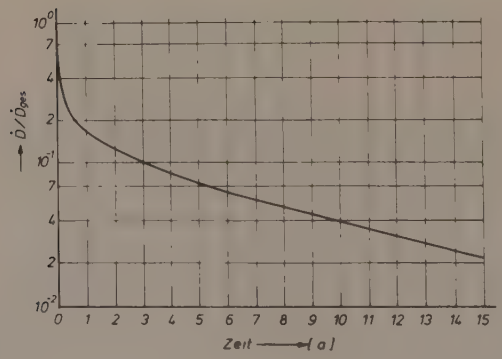


Abb. 9b

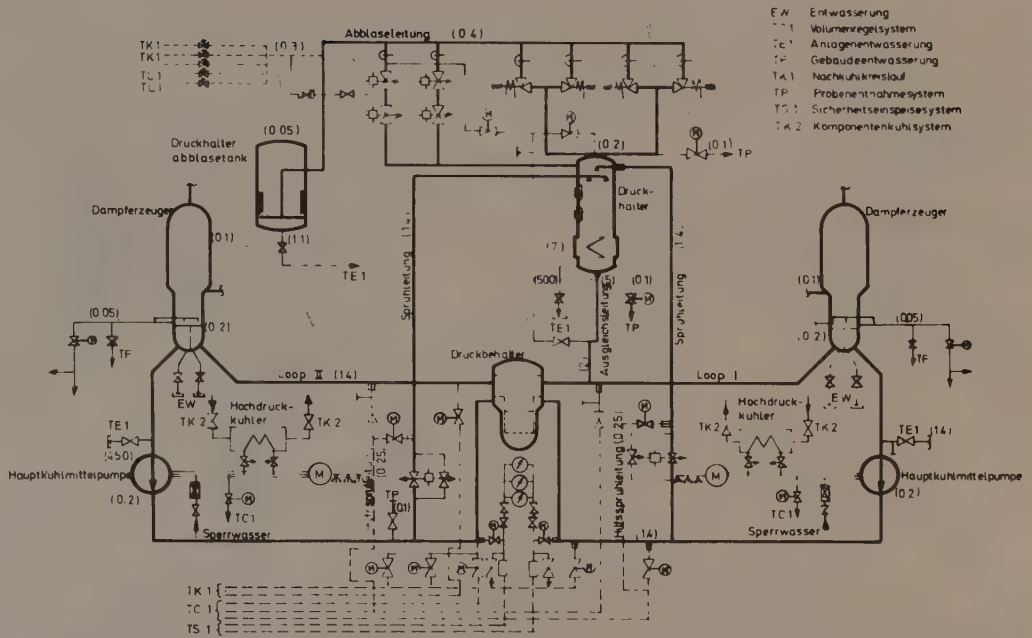


Abb. 10: Vereinfachte schematische Darstellung des Reaktorkühl- und Druckhaltesystems des KWO mit Angabe der bei der Demontage zu erwartenden Dosisleistung (r/h)

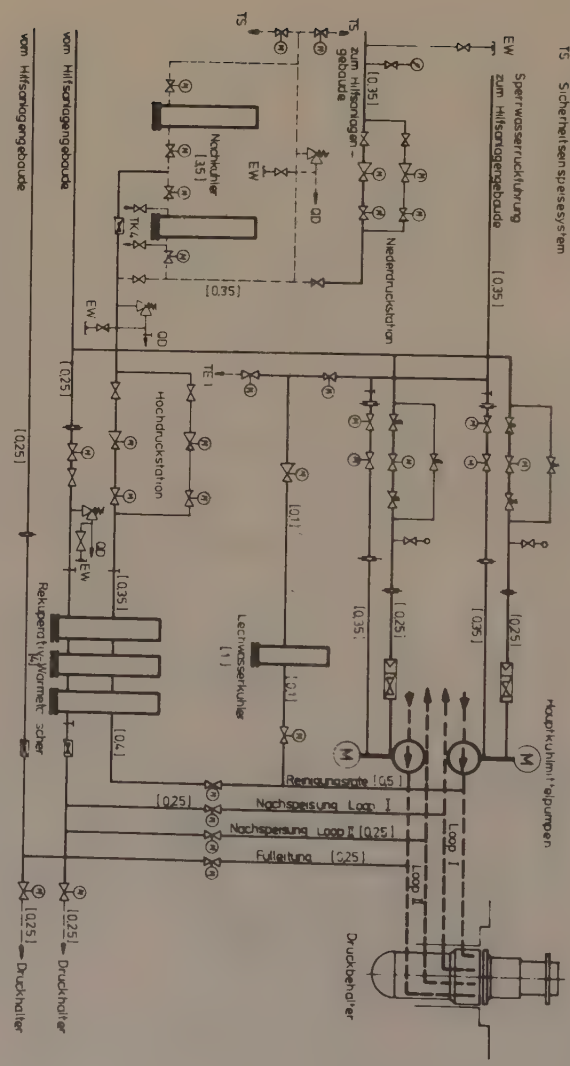


Abb. 11: Vereinfachte schematische Darstellung des Volumenregelsystems des KWO mit Angabe der bei der Demontage zu erwartenden Dosisleistungen $\dot{D}(\gamma)$ an den Oberflächen.

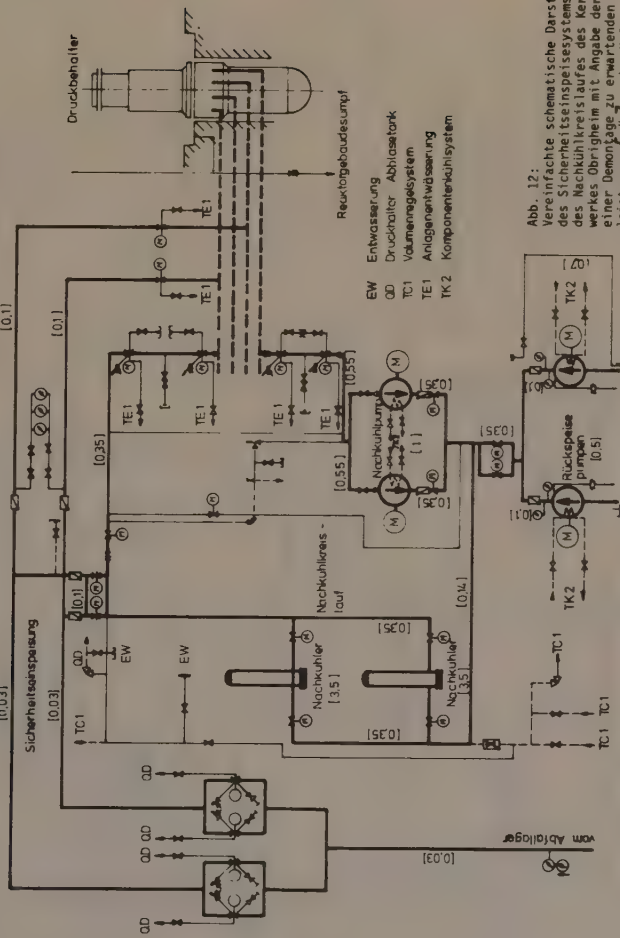


Abb. 12:
Vereinfachte schematische Darstellung des Sicherheitseinspeisesystems und des Nachkühlkreislaufes des Kernkraftwerkes Obrigheim mit Angabe der bei einer Demonstration zu erwartenden Dosisleistungen [r/h] an den äußeren Oberflächen.

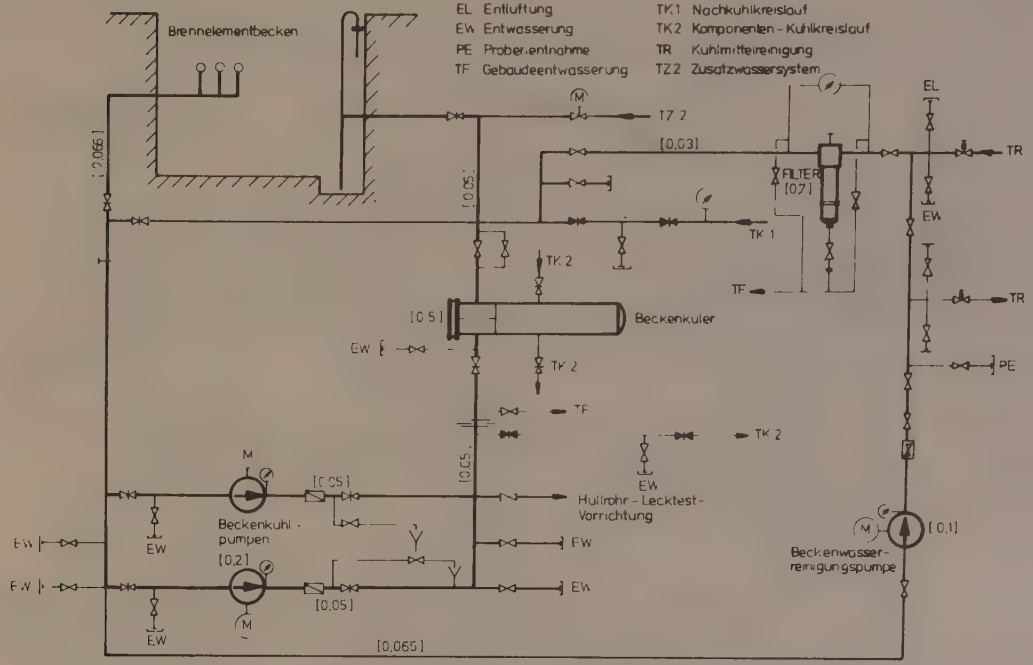
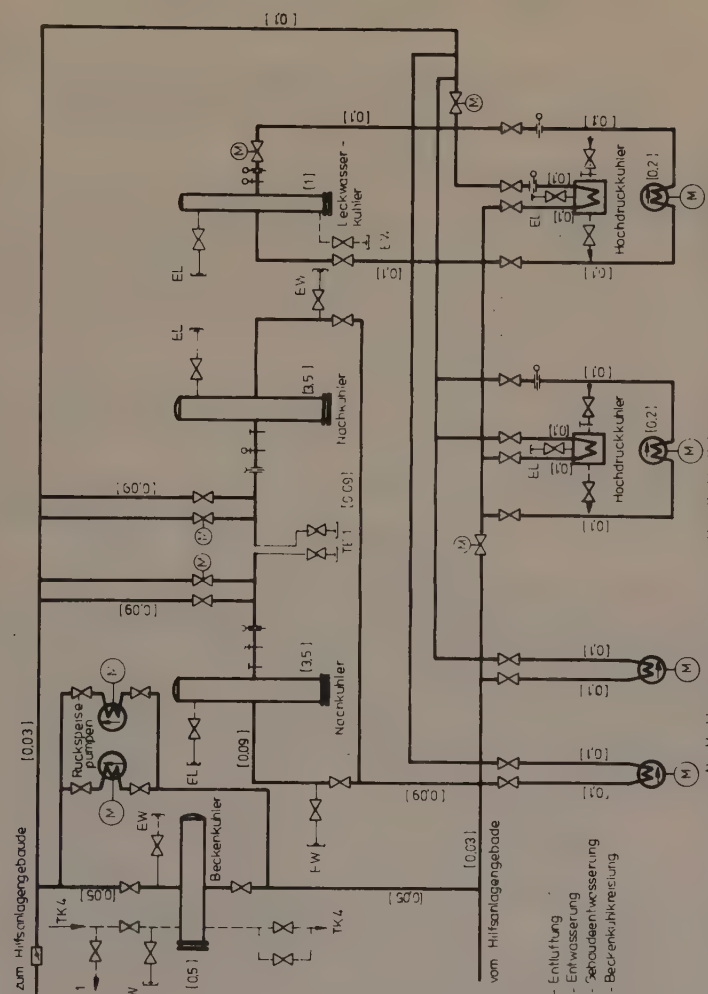


Abb. 13: Vereinfachte schematische Darstellung des Beckenkühlwasserkreislaufes des Kernkraftwerkes Obrigheim mit Angabe der bei einer Demontage zu erwartenden Dosisleistungen [r/h] an den äußeren Oberflächen


zum Hilfsanlagengebäude
[0.03]
TE 1
EW
TK 4
[0.05]
[0.5]
Rückspeise pumpen
Beckenkühler
EW
EL
[0.09]
Nachkühler
[3.5]
[0.09]
TE 1
[0.09]
[0.09]
EL
EW
Leckwasser - kühler
[1]
[1.0]
[0.1]
[0.1]
EL
[0.1]
Hochdruckkühler
[0.2]
[0.1]
[0.1]
EL
[0.1]
Hochdruckkühler
[0.2]
[0.1]
[0.1]
[0.1

Vereinfachte schematische Darstellung von Hilfssystemen des KWO mit Angabe der bei der Demontage zu erwartenden Dosisleistungen [r/h] an den äußeren Oberflächen

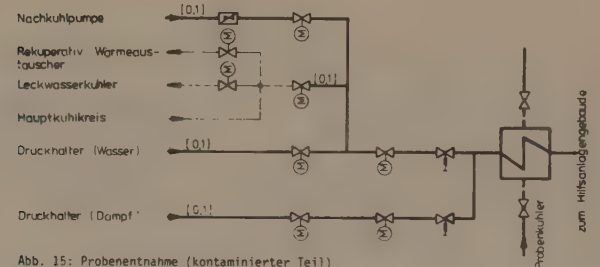


Abb. 15: Probenentnahme (kontaminierter Teil)

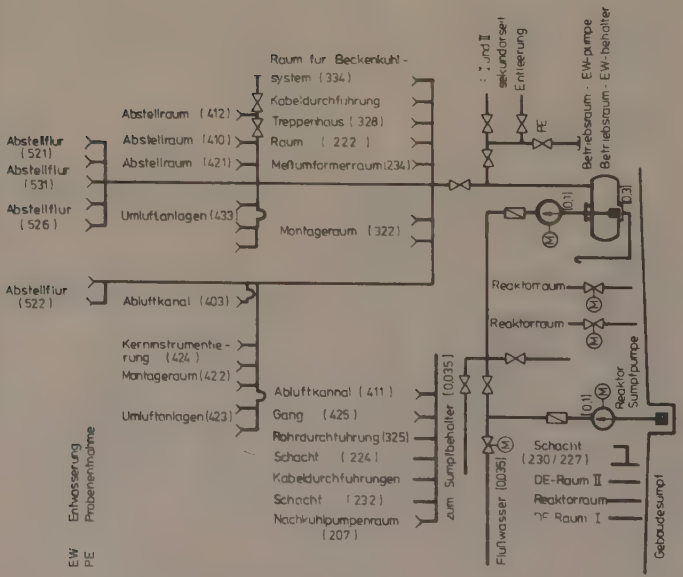


Abb. 16: Gebäudeentwässerung

2 Vermittlung von grundlegenden Kenntnissen, die die Situation vor Demontage eines Kernkraftwerkes umreissen

2.1 Allgemeiner Zustand der Kernkraftwerksanlage vor Beginn der Demontage

Um einen Eindruck zu vermitteln, in welchem Umfang die verschiedenen Gebäude radioaktive Anlagenteile beherbergen, zeigen die Abbildungen 17 bis 21 mehrere Querschnitte durch Gebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim. In diesen Schnittdarstellungen sind die mit radioaktiven Anlagenteilen belegten Räume durch Schraffur kenntlich gemacht. Den Abbildungen läßt sich entnehmen, daß nicht nur das Reaktorgebäude radioaktive Anlagenteile beherbergt, sondern daß darüber hinaus etwa das halbe Hilfsanlagengebäude und der größere Teil des Abfallagers mit radioaktiven Anlagenteilen aufwarten.

Als das im Rahmen dieser Arbeit überwiegend interessierende, eigentliche Kernstück einer Kernkraftwerksanlage darf das Reaktorgebäude wegen des Einschlusses des Reaktorskreislaufes gelten. Infolgedessen beinhalten die weiteren Ausführungen eine detaillierte Schilderung der Ausgangssituation dieses Bauteils und der sich darin befindlichen Räume. Die so erhellten Gegebenheiten sind wichtige Grundlage einer notwendigen Demontageplanung.

2.1.1 Containment

Wichtig, um einem Entweichen von Radioaktivität aus dem Reaktorgebäude vorzubeugen, ist der unversehrte Zustand des Containments während der Zeit der Demontage oder zumindest so lange, bis nur noch unzerlegte Großkomponenten

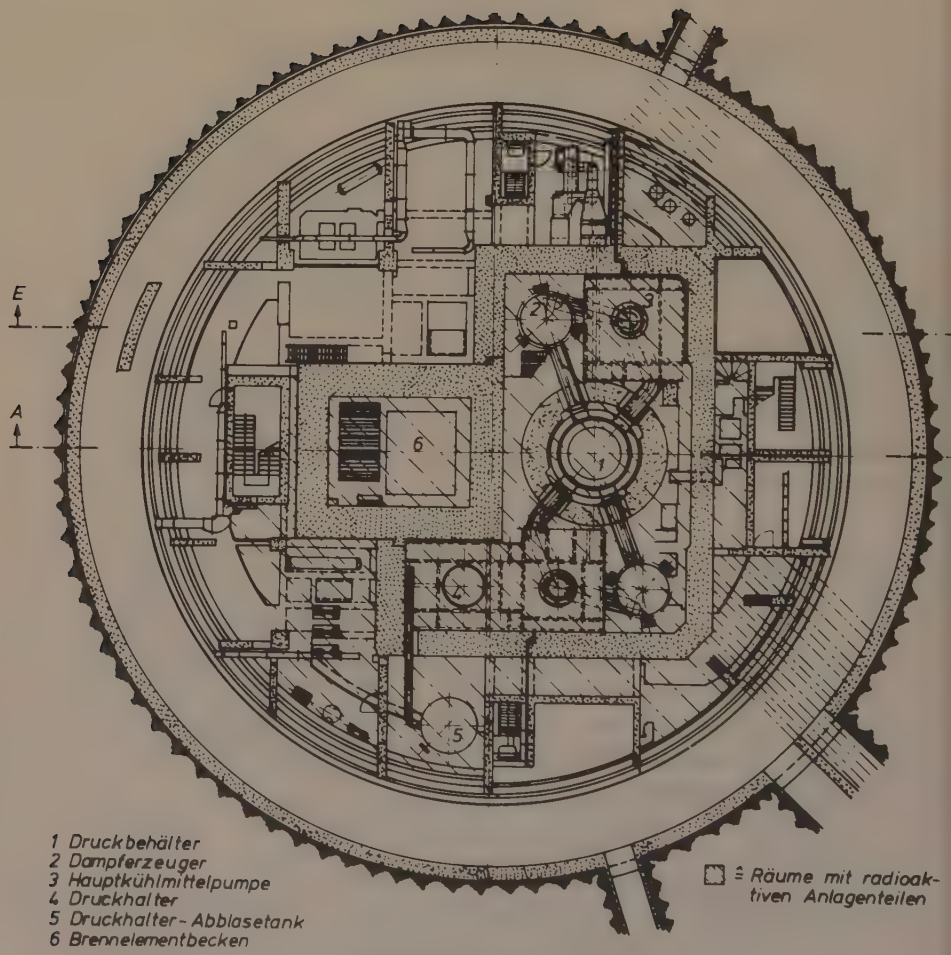


Abb. 17: Reaktorgebäude

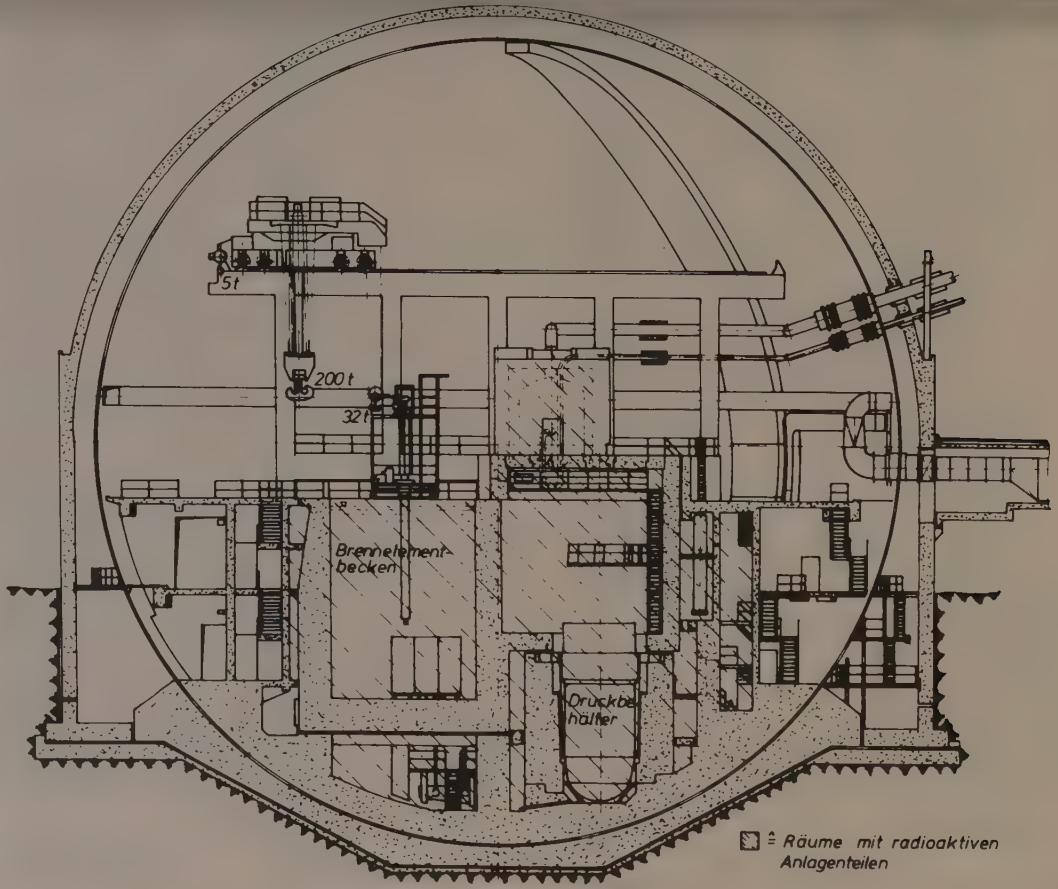


Abb. 18. Reaktorgebäude Schnitt A - A

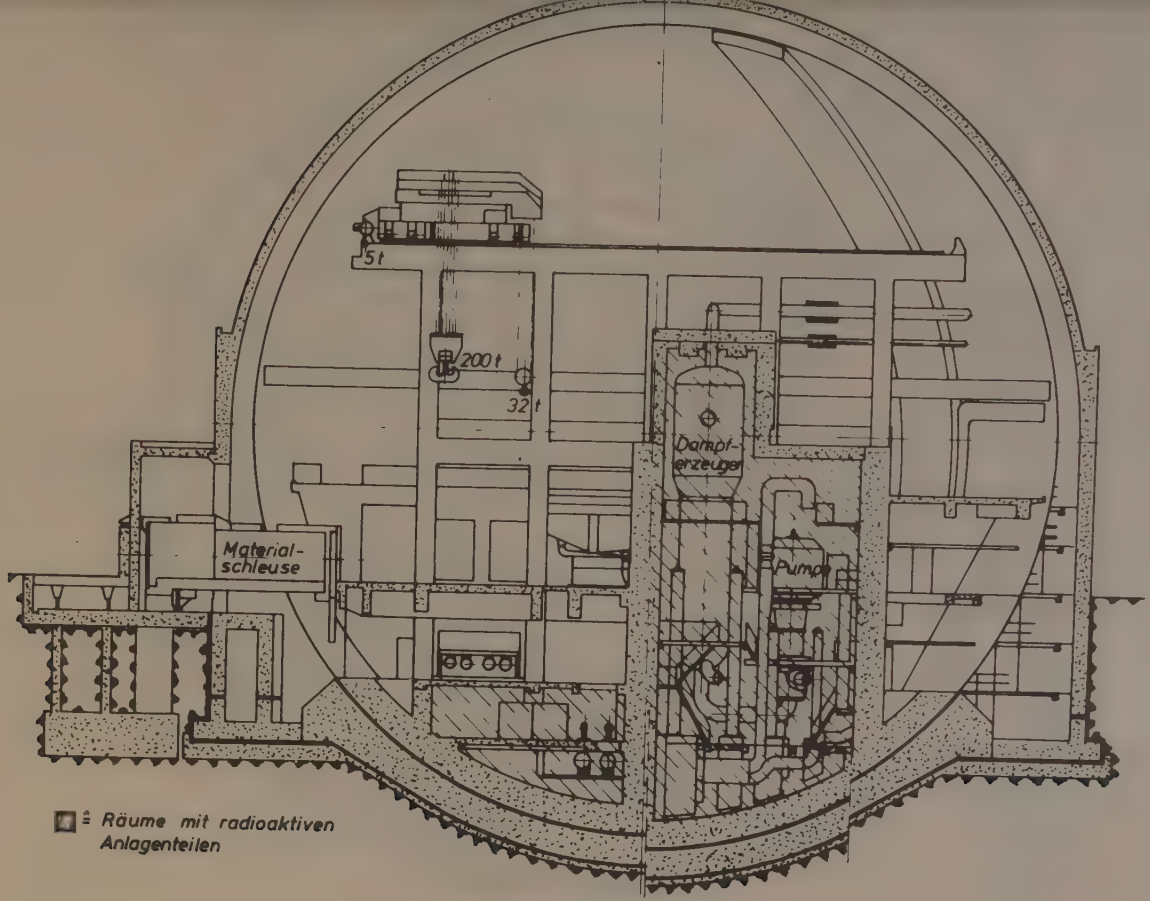
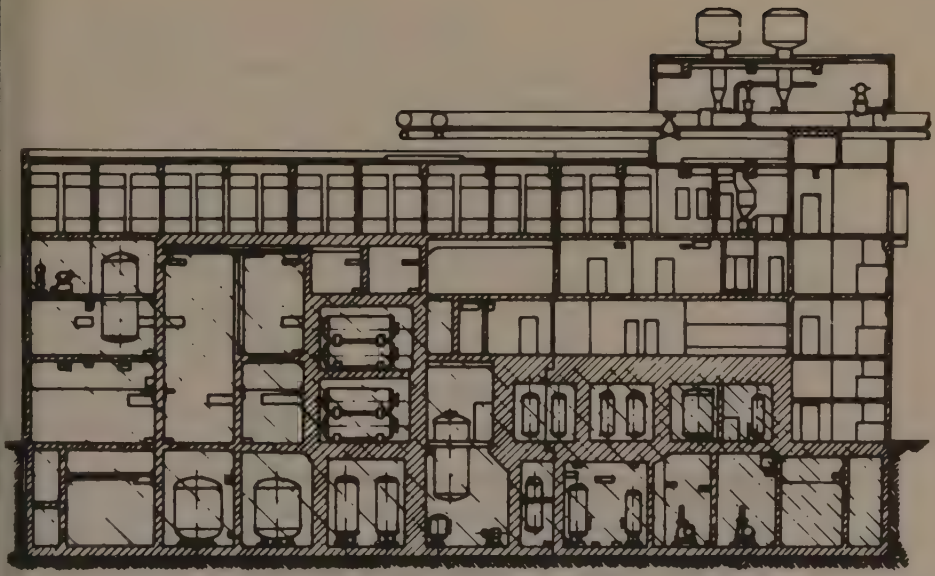


Abb. 19: Reaktorgebäude Schnitt E - E



Schnitt A - A

☐ ≙ Räume mit radioaktiven Anlagenteilen

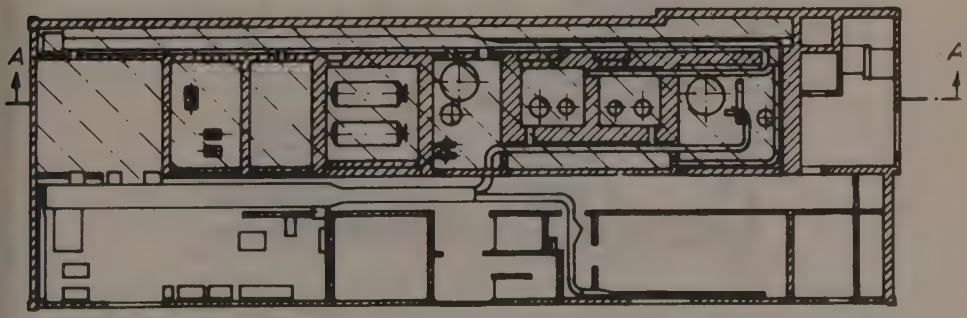
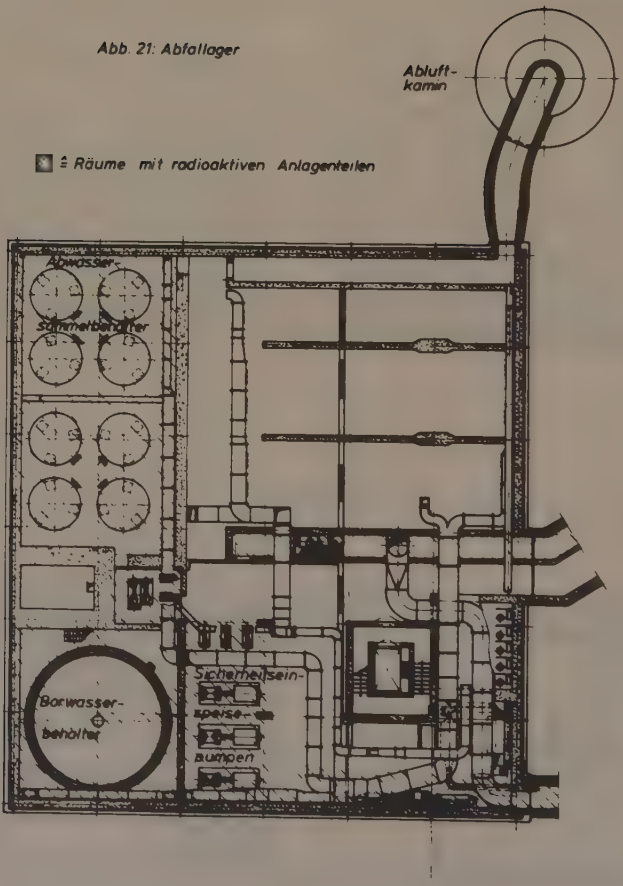


Abb. 20: Hilfsanlagengebäude

Abb. 21: Abfallager



zum Abtransport anstehen. Dieser Grundsatz gebietet, entstehende Öffnungen durch möglicherweise die Demontage behindernde und daher vorzeitig abgebaute Anlagenteile, wie z.B. Dampf- und Speisewasserleitungen, wieder zu schliessen. Daneben bedingt eine erwartungsgemäß erhöhte Aerosolaktivität beim Zerlegen von kontaminierten Anlagenteilen innerhalb des Reaktorgebäudes eine funktionsfähig erhaltene Umluftanlage. Den Zutritt von Personen und Material gewährleisten bereits vorhandene Schleusen.

2.1.2 Hauptkühlmittelkreis

In der Zeitspanne zwischen Stillegung und Demontage der Anlage sind bereits einige Vorbereitungen zu treffen. So empfiehlt sich das Austauschen des Kühlmittels und nachfolgendes Spülen der Hauptkreisläufe, um lose radioaktive Partikel und Ansammlungen von radioaktivem Schlamm, sog. Crud, aus den Kreisläufen zu entfernen. Daran an schließt sich, falls geplant, die System- oder Abschnittsdekontamination mit entsprechenden Lösungsmitteln. Ein Trockenlegen der Hauptkühlmittelkreise ist jedoch abhängig von der Art und Weise der Beseitigung der Druckbehältereinbauten und kann, wenn man gewillt ist, diese zum Teil hoch strahlenden Bauteile im gefluteten Reaktorbecken zu zerschneiden, erst nach Abschluß der Trennarbeiten stattfinden.

2.1.3 Reaktordruckbehälter

Es ist nicht besonders hervorzuheben, daß nach letztmaligem Abschalten des Reaktors die Brennelemente aus dem Druckbehälter entnommen und nach dreimonatiger Lagerung im Brennelementbecken der Wiederaufarbeitungsanlage zugeführt werden. Dagegen ist zu erwägen, ob nicht zu diesem Zeitpunkt, also noch vor dem Spülen der Hauptkreisläufe, eine eventuell

eingeplante Zerschneidung der Einbauten des Druckbehälters durchgeführt wird, weil das Druckgefäß geöffnet und das Reaktorbecken geflutet vorliegt. Dem unabhängig davon begonnenen Abbau der Steuerstabantriebe folgt ein Abdichten der im Deckel zurückgebliebenen Öffnungen. Dieser wird nach dem Entleeren des Reaktorbeckens wieder auf den Druckbehälter aufgeschraubt. Jetzt kann auch auf die Wärmeisolierung des Deckels, die Vorrichtung zur Neutronenflußmessung und die Führungsstangen verzichtet und schließlich mit der Demontage der nun überflüssig gewordenen Brennelement-Wechselbühne begonnen werden.

2.1.4 Dampferzeugerräume

Der Ausbau der Hauptkühlmittelpumpenantriebe fällt bereits unter die Rubrik der Routinearbeiten, so daß sich eine tiefergreifende Betrachtung dieses Vorganges erübrigt. Außerdem ist in den Dampferzeugerräumen noch das Abtrennen und Entfernen der Dampf- und Speisewasserleitung ohne großen apparativen und personellen Aufwand möglich.

2.1.5 Sonstige Räume

Die um Druckbehälter, Dampferzeuger und Brennelementbecken angeordneten Räume sind überwiegend mit Teilen von Hilfs- und Nebenkreisläufen der Reaktoranlage bestückt. Unmittelbar auf die Entwässerung dieser Systeme folgt der Ausbau der Filter wegen ihres großen Einflusses auf den örtlichen Strahlungspegel. Die nächste Maßnahme besteht darin, an vorher festgelegten Stellen die Ortsdosisleistungen von Komponenten und Rohrleitungssystemen zu überprüfen und außergewöhnlich starke Strahler, sogenannte Punktstrahler, aufzuspüren. Hinsichtlich der Messung von Ortsdosisleistungen wird ein Kompromiß unerläßlich sein, denn einerseits

möchte man sowohl für Wartungs- und Reparaturarbeiten als auch für die Demontageplanung über möglichst lückenlose Unterlagen verfügen, andererseits aber ist dieses Wissen nur um den Preis einer zusätzlichen hohen Strahlenbelastung zu erlangen, es sei denn, es gelingt eine Meßapparatur zu entwickeln, die es unter fernbedienter oder abgeschirmter Handhabung gestattet, eine ausreichende Menge an Dosisleistungsmessungen vorzunehmen, bei gleichzeitigem Festhalten des Meßortes und der bevorzugten Meßrichtung innerhalb des überprüften Raumes. Dies sind notwendige Randbedingungen, um ein späteres Rekonstruieren der Strahlenbelastung innerhalb eines Raumes zu erleichtern.

Wegen ihrer hohen Strahlungswerte (einige Hundert rem/h) stellen Punktstrahler, meist sind es Entwässerungsstutzen, für ihre Umgebung eine nicht zu unterschätzende Gefahr dar. Es ist deshalb ratsam, sie vorrangig mit Hilfe von fernbedienten Werkzeugen aus der Anlage zu entfernen oder sie zumindest so weit abzuschirmen, daß sie die nachfolgende Demontage umliegender Systemteile nicht erschweren oder sogar unmöglich machen. Gegebenenfalls ist darauf zu achten, daß vor dem Beginn der Demontage sämtliche nicht benötigten losen Teile oder Geräte, die unter Umständen kontaminiert werden könnten, aus dem Reaktorgebäude entnommen werden.

2.2 Abschätzung der in der nuklearen Anlage vorliegenden Radioaktivität zum Zeitpunkt der Demontage

2.2.1 Neutronenaktivierte Anlagenteile

Das Kapitel 1.2 befaßte sich mit der numerischen Berechnung der Dosisleistungen an den Außenflächen von neutronenaktivierten Bauteilen des Kernkraftwerkes Obrigheim. Es handelt sich allerdings um Maximalwerte, die nach 40 Jahren Reaktorbetrieb und einem halben Jahr nach Kraftwerksaufgabe auftreten. Im

Zuge der weiteren Ermittlungen dienen diese Werte als Grundlage einer oberen Abschätzung der Strahlenbelastung bei Demontage und Endbeseitigung der hier angesprochenen Anlagenteile. Die einzelnen Dosisleistungswerte sind der Tab. IX zu entnehmen.

2.2.2 Kontaminierte Anlagenteile

Während die radioaktive Strahlung aus neutronenaktivierten Bauteilen mit externen Mitteln nicht reduzierbar ist, besteht bei kontaminierten Systemen und Komponenten grundsätzlich die Möglichkeit der Dekontamination, d.h. teilweise oder gänzlicher Abbau der Kontaminationsschichten. Wegen der äußerst hinderlichen Kontaminationsdosisleistungen, gerade bei Wartungs-, Inspektions- und Umbauarbeiten in der nuklearen Anlage eines Kernkraftwerkes wurden schon frühzeitig Versuche unternommen, um diese ungünstigen strahlenemittierenden Schichten in Rohrleitungen und Komponenten zu entfernen oder zumindest zu reduzieren. Allerdings sollten die erprobten Dekontaminationsmittel möglichst viel der Kontamination abtragen, durften aber andererseits die Oberfläche nicht zu intensiv angreifen, damit die nach der Dekontaminationsbehandlung verstärkt einsetzende Korrosion keine noch höheren Freisetzungsraten an Korrosionsprodukten ermöglicht. Diese Rücksichtnahme führte dazu, daß nur äußerst schwache Säuren und Basen für die Kreislaufdekontamination Anwendung fanden.

Allgemein hat sich für die Dekontamination ganzer Systeme eine 3-Schritt-Behandlung durchgesetzt.

1. Schritt: Vorbehandlung mit saurer Lösung
   (meist wässerige Lösung mit Anteilen an Oxal- und Zitronensäure)
2. Schritt: Oxidation mit Hilfe einer leicht alkalischen

Lösung (N_aOH und $KMnO_4$)

3. Schritt: Nachbehandlung mit saurer Lösung
(wie 1. Schritt)

Nach Durchführung einer solchen Dekontamination ließen sich im Kernkraftwerk Rheinsberg (Primärkreislauf) an wenigen Meßstellen Dekontaminationsfaktoren (abgekürzt DF) zwischen 4 und 10 feststellen /18/. Der DF beschreibt das Verhältnis zwischen Ausgangs- und Restdosisleistung am gleichen Meßpunkt. In einigen amerikanischen Reaktorkreisläufen streuten die DF noch stärker /19, 20/. Die einfache Übertragbarkeit der Dekontaminationserfolge auf andere Anlagen muß deswegen zu Recht bezweifelt werden. Zudem fehlt es an systematischer Erfassung der Dekontaminationswirkung über die gesamte Länge des behandelten Kreislaufes, mit Hauptaugenmerk auf die strömungsungünstig gelegenen Stellen sowie einer aussagekräftigen Kosten-Nutzen-Analyse, die den Beweis für eine eventuelle Wirtschaftlichkeit der Systemdekontamination zu erbringen vermag.

Positiv dagegen nimmt sich die Dekontamination einzelner Komponenten oder Kreislaufabschnitte aus /21/. Optimales Beizen kann hier durch gesteuertes Einwirken, ausgerichtet auf kontaminierten Werkstoff, Strömungsverhältnisse und kleinere Dekontaminationsvolumina viel eher verwirklicht werden. Dennoch ist von der Dekontamination einzelner Komponenten in situ abzusehen, wenn die hierfür nötigen Zusatzeinrichtungen erst nach Stillegung der Anlage eingebaut werden müßten. Denn die Demontageerleichterung durch den Strahlungsrückgang bei erfolgreich verlaufener Abtragung der Kontaminationsschicht wäre nur durch Aufnahme zusätzlicher Dosis über die Installation der Hilfseinrichtungen zu gewinnen.

Bei einer endgültigen Demontage der Reaktoranlage aber ist der Gesichtspunkt der schonenden Oberflächenbehandlung hinfällig. Es kommt im Gegenteil darauf an, möglichst aggressi-

ve Lösungsmittel mit den Kontaminationsschichten in Berührung zu bringen, um die Rohrleitungen von radioaktiven Substanzen zu befreien. Eine gründliche Literaturstudie offenbarte, daß bislang in diese Richtung zielende Versuche nicht durchgeführt worden sind. Allerdings war dies auch kaum zu erwarten, da die entsprechende Motivation fehlte.

So bleiben eine Reihe von Fragen offen, deren Beantwortung erst ernsthafte Untersuchungen gestatten. Die Problematik der Dekontamination von Systemabschnitten und Komponenten stillgelegter Kernkraftwerke müßte in zweierlei Hinsicht verfolgt werden, und zwar Beseitigung der Kontaminationsschicht in den Anlagenteilen an Ort und Stelle im Kernkraftwerk, oder vollständige Dekontamination in externen Beizanlagen nach Ausbau der betroffenen Anlagen. Die Entscheidung für die eine oder andere Seite zwingt zur Beantwortung nachfolgender Detailfragen nach einer vorausgehenden Auswahl geeigneter Beizmittel.

Beizen vor Ort.
- Beizaufwand in Abhängigkeit des Dekontaminationserfolges?
- Läßt sich die Kontaminationsschicht vor Ausbau der Systemteile vollständig entfernen, oder müssen die Teile nach Ausbau extern nachgebeizt werden?
- Ist die vollständige Beseitigung der Kontaminationsschicht wirtschaftlich vertretbar?
- Ist die Installation von Beizeinrichtungen bereits bei Montage der Kernkraftwerksanlage vorzusehen?

Externes Beizen.
- Beizaufwand in Abhängigkeit des Dekontaminationserfolges?

Erst, wenn hierüber Ergebnisse vorliegen, kann die kostenmäßig günstigste Form des Beizens in die Demontageüberlegungen miteinbezogen werden. Diese Arbeit setzt jedoch im folgenden den Ausbau vor das Beizen der Anlagenteile.

2.3 Demontagehilfsmittel

2.3.1 Transporteinrichtungen

Zur Ausführung von Transporten steht im Reaktorgebäude eines Kernkraftwerkes eine Kranbrücke mit unterschiedlichen Traglasten (z.B. im Kernkraftwerk Obrigheim 200 t, 32 t und 5 t) und ein spezieller, abgeschirmt bedienbarer Hubstapler zur Verfügung. Während die Mehrzahl der Räume mit Hilfe der Kranbrücke zu erreichen ist, versorgt der Hubstapler außenliegende, vom Kran nicht erfaßbare Räume. Abbildung 22 zeigt den Kranbereich des Kernkraftwerkes Obrigheim. Für den Kran gewährt oftmals nur eine Montageluke den Zugang

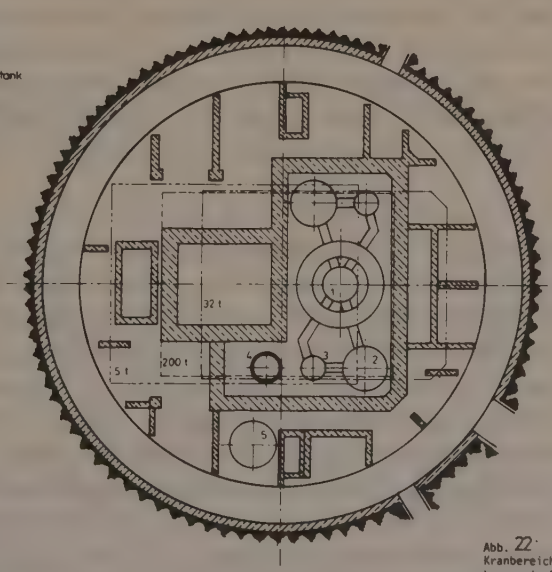


Abb. 22
Kranbereich des Brückenkranes im Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim

zu den Räumen, so daß abgetrennte Anlagenteile zuerst auf andere Weise vom unmittelbaren Ort der Demontage bis zur Montageluke befördert werden müssen. Da sich darunter auch schwerere Teile befinden, ist die Installation von zusätzlichen Hebezeugen (Wandlaufkräne, Schwenkkräne) durchzuführen. Die durch die Montageluken abgelassenen rechteckigen Behälter gestatten die bequeme Aufnahme einer größeren Zahl von abgetrennten Anlagenteilen und unterstützen somit einen schnelleren Abtransport.

2.3.2 Trennverfahren

Der Ausbau der radioaktiven Komponenten und Systeme aus dem Reaktorgebäude erfordert deren Zerlegung in transportgerechte Größen. Dies bedingt den Einsatz entsprechender Trennwerkzeuge. Das augenscheinlich große Angebot an Trennverfahren wird deutlich eingeengt durch die praktisch vorliegenden Gegebenheiten, wie die Art der zu schneidenden Werkstoffe, die zusätzliche Wärmeisolierung der Leitungssysteme, die Raumverhältnisse, eine möglichst geringe Freisetzung an Radioaktivität und das Arbeiten unter Strahlenbelastung.

So bestehen zum Beispiel alle Rohrleitungen, die mit dem Hauptkühlmittel in Berührung kommen, aus rostfreiem Stahl der Klasse 1.4550 (Cr-Gehalt 17 - 19 %). Zudem besitzt der weitaus größte Teil dieser Leitungen eine Wärmeisolierung aus Glaswolle. Deren Zusammenhalt wiederum sichert aufgelegtes, verzinktes Blech, das an den überlappenden Seiten verschraubt ist. Aus diesen Verhältnissen resultieren eine Anzahl von Bedingungen, denen die einzelnen Trennverfahren genügen müssen:

- rostfreier Stahl mit hohem Cr-Gehalt muß trennbar sein,

- hohe Mobilität des Trennwerkzeuges und geringer Aufwand an Hilfsaggregaten,
- gute Handhabung des Trennwerkzeuges, auch bei engen Raumverhältnissen,
- einfache Bedienung des Trennwerkzeuges,
- möglichst hohe Arbeitsgeschwindigkeit,
- geringe Staub- und Rauchentwicklung,
- möglichst geringe Ausbreitung von Radioaktivität,
- geringer Verschleiß des Werkzeuges,
- niedriger Preis.

Zur Auswahl stehen mechanische und thermische Trennverfahren. Sie sind in Tab. XIII aufgelistet.

Unter die mechanischen Trennverfahren wäre noch das Trennen von Rohrleitungen kleineren Durchmessers mittels hydraulischer Schere einzureihen. Jedoch müßten die Anwendbarkeit und die Einsatzgrenzen geklärt werden.

Von den angeführten Verfahren kommen für das Zerlegen der radioaktiven Kreisläufe von vornherein nicht in Betracht (nur auf Rohrleitungen bezogen)

> das Brennschneiden aus Werkstoffgründen /23/, das Pulverbrennschneiden vorwiegend aufgrund der hohen Rauch- und Staubentwicklung und das Laserschneiden wegen zu geringer Leistung (CO_2-Laser, 200 W) und mangelnder Mobilität.

Das zeitaufwendige Trennen von Anlagenteilen mit einer Stichsäge ist nur dort vorzuziehen, wo enge Platzverhältnisse keine andere Wahl lassen. Somit stehen noch zwei Verfahren im Anwendungswettbewerb, das Trennschleifen und das Plasmaschneiden. Zugunsten des Plasmaschneidens sprechen Verschleißarmut und geringe Rauchentwicklung. Die höhere Schnittgeschwindigkeit (siehe Abb. 23), die einfachere Handhabung,

die Möglichkeit, Rohr und Isolation in einem Schnitt zu bewältigen, und der preisgünstige Einsatz hingegen favorisieren das Trennschleifen.

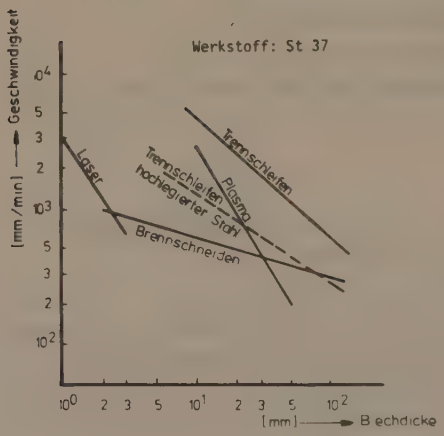


Abb. 23:
Mögliche Schneidgeschwindigkeiten und Einsatzgrenzen verschiedener Trennverfahren

Ein Zerlegen der Großkomponenten erfordert jedoch ein auf den jeweiligen Werkstoff abgestimmtes Schneidverfahren.

2.3.3 Sonstiges

Auch der Einsatz funktionsgerechter Absaugevorrichtungen beim Zerlegen der radioaktiven Kreislaufsysteme gewährleistet kein absolutes Zurückhalten von radioaktiven Partikeln, so daß die Gefahr einer Inkorporation dieser strahlenemittierenden Teilchen bestehen bleibt. Dies begründet darauf abgestimmte Schutzmaßnahmen des Demontagepersonals.

Die praktische Erfahrung verzeichnet stark nachlassende Einsatzfreude unter angelegten Gasmasken, so daß externe

Luftversorgung anzuraten ist. Kalkulierbare Verständigungsschwierigkeiten vor Ort sind durch gründliche Schulung zu vermeiden.

Tabelle XIII: Mechanische und thermische Trennverfahren /22/

Verfahren	Definition in Anlehnung an DIN 1910	Vorteile	Nachteile
Stichsäge		Sehr preiswert, rostfreier Stahl schneidbar, hohe Mobilität, gute Handhabung bei engen Raumverhältnissen, problemlose Bedienung, keine Rauchentwicklung, geringer Verschleiß	zeitaufwendiges Arbeiten Isolation muß vorher abgenommen werden
Trennschleifen		Schnelles Arbeiten, rostfreier Stahl trennbar, hohe Mobilität, gute Handhabung, einfache Bedienung Rohr mit Isolation in einem Stück trennbar, preiswert	Staubentwicklung, hoher Verschleiß, bei engsten Raumverhältnissen nicht einsetzbar
Brennschneiden	Thermochemisches Trennverfahren. Durch die Heizflamme eines Brenngas-Sauerstoff-Gemisches wird das Werkstück vorgewärmt. Unter Zugabe von Schneidsauerstoff entsteht eine exotherme Reaktion. Durch Bewegung über das Werkstück entsteht Schnittfuge.	Sehr preiswert, hohe Mobilität, gute Handhabung auch bei engen Raumverhältnissen, einfache Bedienung, kein Verschleiß, hohe Schneidgeschwindigkeit	Nur für unlegierte und niedrig legierte Stähle anwendbar, Isolation muß vorher abgenommen werden (verzinkter Blech- [illegible])
Pulverbrennschneiden	siehe Brennschneiden. Durch Zugabe von Pulver entsteht eine exotherme Reaktion, verbunden mit mechanischer Wirkung	Preiswertes Verfahren zum Trennen hochlegierter Stähle	große Rauch- und Staubentwicklung, geringe Mobilität, schlechtere Handhabung, Isolation muß vorher abgenommen [illegible]
Plasmaschneiden	Thermisches Trennverfahren mit eingeschnürtem Lichtbogen. Plasmastrahl mit hoher Temperatur und großer kinetischer Energie schmilzt Werkstoff und treibt ihn aus. Durch kontinuierlichen Vorschub vom Plasmabrenner oder Werkstück entsteht Schnittfuge.	Besonders geeignet zum Schneiden hochlegierter Stähle und NE-Metalle, hohe Geschwindigkeit, kein Verschleiß, gute Handhabung.	Geringere Mobilität, kostenintensiv, Isolation muß vorher abgenommen werden, Rauchentwicklung
Laserschneiden	Durch Absorption gebündelter monochromatischer, kohärenter Strahlung wird das Werkstück örtlich erschmolzen und teilweise verdampft. Dieser Prozeß wird beschleunigt, wenn koaxial zum Laserstrahl ein Gasstrahl auf den erwärmten Bereich bläst. Beim Schmelzschneiden entfernt er die Schmelze und die Dämpfe, beim Brennschneiden erzeugt er noch zusätzliche Wärme.	Berührungslose Energieübertragung, hohe Geschwindigkeit, kein Verschleiß, nur geringe Rauchentwicklung	Anwendungsbereich noch zu klein, geringe Mobilität, kostenintensiv, vorherige Abnahme der Isolation

3 Demontage der radioaktiven Systeme innerhalb des Reaktorgebäudes

Außer im Reaktorgebäude sind im Hilfsanlagengebäude und im Abfallager ebenfalls noch nukleare Anlagenteile untergebracht, die während des Reaktorbetriebes durch Wanderung von radioaktiven Korrosionsprodukten kontaminiert werden. Jedoch beschränkt sich der zu untersuchende Abbau der infrage kommenden Anlage nur auf das Reaktorgebäude; dies betrifft insbesondere den Primärkreis und die zugehörigen Hilfs- und Nebenkreisläufe, da unterstellt werden kann, daß vor allem die Beseitigung des Hauptkühlmittelkreises mit Komponenten interessiert und die Demontage bezüglich der Hilfs- und Nebenkreissysteme, soweit sie sich außerhalb des Reaktorgebäudes befinden, keine neuartigen Probleme aufwirft.

3.1 Allgemeine Demontagegesichtspunkte

Der Entschluß, ein bestimmtes Anlagenteil im Reaktorgebäude primär auszubauen, ist von drei Randbedingungen abhängig:

a) Schneidarbeiten nur bei geschlossenem Containment durchführen.
Voraussichtlich bewirken die Trennarbeiten einen Anstieg der Aerosolaktivität im Reaktorgebäude. Deshalb ist dafür Sorge zu tragen, daß das Containment in seiner Eigenschaft als Barriere gegen das Ausströmen von radioaktiven Teilchen voll erhalten bleibt, zumal eine lokale Absicherung nicht in allen Fällen durchführbar sein wird. Ein Entfernen von unzerlegten Großkomponenten aus dem Reaktorgebäude, - dafür ist ein entsprechend großer Durchbruch durch das Containment nötig -, kommt demgemäß erst dann in Frage, wenn alle Schneidarbeiten ausgeführt sind und die Aerosolakti-

vität auf einen ungefährlichen Wert abgesenkt worden ist.

b) Zuerst Ausbau von stärker radioaktiven Anlagenteilen. In einer Anlage mit unterschiedlichen Strahlungsintensitäten ist es ratsam, diejenigen Teile vorrangig zu entfernen, die die Umgebung durch ihre stärkere Strahlung am meisten belasten. Im Sinne einer schnellen spürbaren Absenkung des Strahlenpegels sowohl in den einzelnen Räumen als auch im gesamten Reaktorgebäude ist nach diesem Grundsatz zu verfahren.

c) Zerschneiden der stark radioaktiven Druckbehältereinbauten unter Wasser vorgesehen.
Ist man entschlossen, die stark radioaktiven Strukturmaterialien um den Reaktorkern, wie unteres Kerngerüst, Thermischen Schild und zum Teil oberes Kerngerüst und Schemel, unter Wasser zu zerschneiden, so empfiehlt es sich, diese Arbeiten im Reaktorbecken noch vor einer eventuellen Systemdekontamination oder zumindest vor der Trockenlegung von Haupt- und Nebenkreisläufen vorzunehmen.

Von der Zerlegung der Druckbehälterinterna ist abzusehen, da sich die starke Strahlung nachteilig auf die Handhabung der Teile und auf die notwendigen Arbeitsabläufe auswirkt. Abgesehen von der zusätzlichen Verunreinigung des Wasserkreislaufes mit radioaktiven Partikeln zählen weit mehr das Entwickeln von fernbedienten Unterwasserschneid- und -manipuliergeräten, der Zeitaufwand für die Zerlegungsarbeiten und die Bereitstellung von dickwandigen, speziell angefertigten Abschirmbehältern für den Transport der abgelösten Materialstücke. Ebenfalls ist von einem Zerlegen der Großkomponenten an Ort und Stelle im Reaktorgebäude ohne vorherige Dekontamination Abstand zu nehmen, da hierdurch die um Größenordnung höhere innere Oberflächendosisleistung zur Wirkung kommt.

Gebunden an die vorangestellten Forderungen und Überlegungen kristallisiert sich beinahe zwangsläufig eine chronologische Abfolge der Demontage der verschiedenen Anlagenteile im Reaktorgebäude heraus. Für die genauere Einordnung sind natürlich noch anlagenspezifische Kriterien zu berücksichtigen. So sind die störenden Versorgungsrohrleitungen an schwächer radioaktiven, großen Behältern vor deren Zerlegung zu beseitigen. Außerdem ist klar, daß der neutronenaktivierte Teil des Biologischen Schildes erst nach Entfernen des Druckbehälters abgebaut werden kann.

Entsprechend stellt sich der Demontageablauf dar:

- Demontage der Rohrleitungen von Hilfs- und Nebenkreisläufen.
- Demontage kontaminierter Pumpen, Wärmeaustauscher und kleinerer Behälter.
- Zerlegung kontaminierter größerer Behälter.
- Zerlegung der Hauptkühlmittelleitungen.
- Demontage der Hauptkomponenten.
- Demontage des Reaktordruckbehälters.
- Beseitigung des neutronenaktivierten Teiles des Biologischen Schildes.

3.2 Demontage von Hilfs- und Nebenkreisläufen

Die verwirrende Anzahl und sehr unterschiedliche Zusammenballung von kontaminierten Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreisläufe in den Räumen des Reaktorgebäudes erschwert eine realistische Einschätzung der durch notwendige Abbrucharbeiten anfallenden Demontagedosis außerordentlich. Im folgenden wird eine mögliche Problemlösung aufgezeigt.

Wegen der mit zunehmender Entfernung von der kontaminierten Rohrleitung linear abklingenden Dosisleistung und der

relativ großen Räume kann bei Arbeiten innerhalb eines Raumes nicht davon ausgegangen werden, daß dort anfangs eine Dosisleistung herrscht, wie sie sich aus der Addition aller einzelnen Oberflächendosisleistungen der durch diesen Raum geführten Leitungen ergibt. Eine umfassende Vermessung der Räume hinsichtlich der räumlich stark schwankenden Dosisleistung wäre zwar hilfreich, aber hierzu fehlt es noch an praktisch einsetzbaren Geräten, die eine zusätzliche Aufnahme weiterer hoher Strahlendosis vermeiden.

Erfolgversprechend ist vielmehr eine sinnvolle Einteilung der infrage kommenden Demontagebereiche in "Demontage-Einheitsräume" von etwa 5 m^3 Rauminhalt. Die Begründung dafür ist im Anhang dieser Arbeit zu finden.

Wie schon vorstehend erwähnt, sind die jeweiligen Oberflächendosisleistungen der in Betracht kommenden Rohrleitungen über Messungen bekannt und in ihrem Verlauf entlang der einzelnen Rohrleitung der Einfachheit halber als konstant anzunehmen. Aus der Zuordnung der unterschiedlichen Einheitsräume zu sieben Dosisleistungsbereichen resultiert die in Abbildung 24 aufgezeigte prozentuale Verteilung. Um einen etwaigen gesetzmäßigen Zusammenhang von Ausgangsdosisleistung und Demontagezeit nachzuweisen, wurde anhand konkreter, für die sieben Dosisleistungsbereiche repräsentativer Einheitsräume die schrittweise Verminderung der Dosisleistung durch Ausbau der kontaminierten Einrichtungen innerhalb eines Einheitsraumes untersucht. Das notwendige Lösen von Ventilen und sonstigen Aggregaten aus dem Leitungsverband und das Zerteilen der Rohrleitungen geschieht, wie in Kapitel 2.3.2 herausgestellt, mit Trennscheiben. Soweit auf einfache Weise abnehmbare Rohrisolationen fehlen, erfolgt die Trennung von Isolation und Rohr in einem Schnitt. Der hierbei anfallende Staub sollte durch eine Absaugvorrichtung direkt an der Schnittstelle abgezogen werden, um eine Verschleppung der radioaktiven Par-

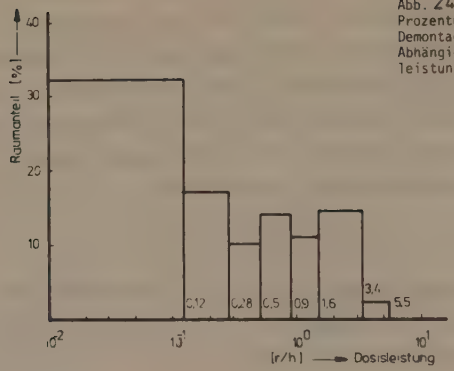


Abb. 24:
Prozentuale Verteilung der Demontage-Einheitsräume in Abhängigkeit der Raumdosisleistung

tikel und damit Kontamination der Umgebung so gering wie möglich zu halten. Ein Öffnen der Rohrleitungen durch Abtrennung einzelner Rohrteile dürfte keine wesentliche Erhöhung der Radioaktivität zur Folge haben, da die Abschirmwirkung der Rohrwände wegen der geringen Wandstärken entsprechend schwach ist. Natürlich sollte man sich vor dem Abtrennen von Rohrleitungsstücken an Tiefstpunkten davon überzeugen, daß diese kein Restwasser mehr enthalten.

In die geschätzten Trennzeiten miteingeschlossen sind das zügige manuelle Ansetzen des Trennwerkzeuges und der Absaugvorrichtung an geeigneter Stelle, ein reibungslos ablaufendes Durchtrennen der Rohrleitung und der Halterungen und der Abtransport des abgetrennten Teiles zu einem in unmittelbarer Nähe bereitgestellten Behälter.

Abbildung 25 verweist auf die über durchkalkulierten Ausbau der Rohrleitungen aus den Einheitsräumen gewonnenen Gesamtzeiten. Erwartungsgemäß steigt die Demontagezeit mit zunehmender Dosisleistung an. Wie man sieht, läßt sich

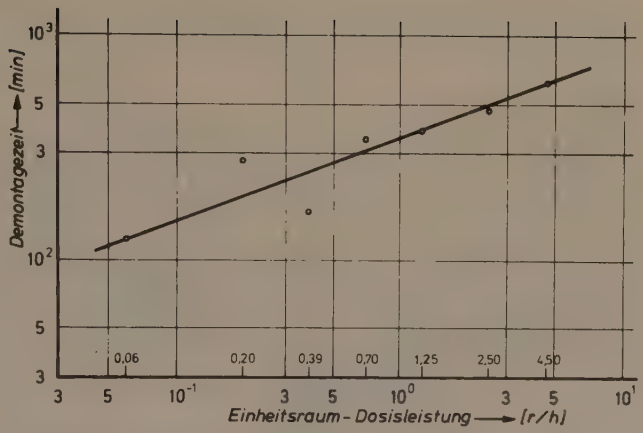


Abb. 25: Geschätzte Demontagezeiten für konkrete repräsentative Einheitsräume der sieben Dosisleistungsbereiche

die Abhängigkeit dieser Demontagezeiten pro repräsentativem Einheitsraum von den Dosisleistungen der Einheitsräume durch folgendes Potenzgesetz annähern:

$$t_D = C\ \dot{D}^n$$

$$(C \approx 26,\ n \approx 0{,}4)$$

Die anhand dieses Gesetzes bereinigten Zeitwerte dienen als Grundlage für die weitere Ermittlung der Einheitsraumdosis.

Abbildung 26 zeigt die relativierte, zeitabhängige Minderung der Dosisleistung durch schrittweise Demontage in den repräsentativen Einheitsräumen. Auf anschauliche Weise unterstreicht dieses Diagramm, daß beim schrittweisen Ausbau

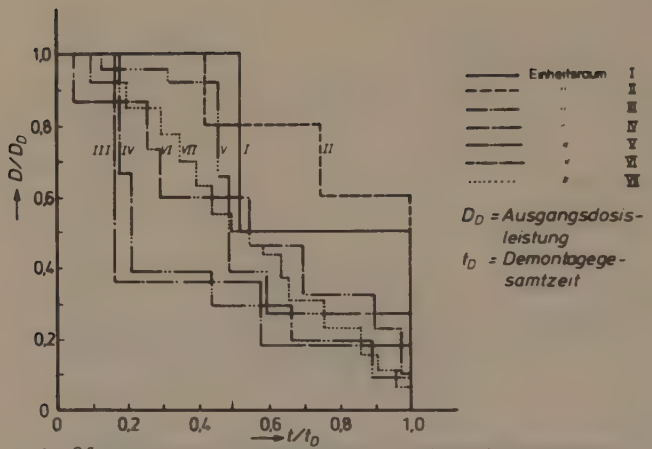


Abb. 26: Relativierte Dosisleistungsabnahme durch schrittweise Demontage der repräsentativen Einheitsräume in Abhängigkeit des dazu erforderlichen Zeitaufwandes.

von Hilfs- und Nebenkreisläufen in bestehenden Kernkraftwerksanlagen nur in unterschiedlichem Maße der Forderung nach primärem Entfernen der strahlungsintensiveren Teile entsprochen werden kann.

Ob der Einsatz fernbedienter Werkzeuge zu abweichenden Ergebnissen führt, wird hier nicht untersucht, da eine sich mit den Einsatzmöglichkeiten gewisser, auf die vorgegebene Situation abgestimmter, fernbedienter Werkzeuge auseinandersetzende und eine auf zusätzliche Abschirmmaßnahmen eingehende Studie über den Rahmen dieser Arbeit hinausgehen würde.

Bei vorliegenden Werten über die Ausgangsdosisleistung und der Demontagezeit der repräsentativen Einheitsräume lassen sich durch einfache Beziehungen die zugehörigen Demontagedosen ermitteln. Multipliziert mit derjeweiligen Anzahl der vorhandenen, in sieben Dosisleistungsbereiche aufge-

gliederten Einheitsräume, ergibt sich schließlich die Gesamtdosis für die Demontage der Hilfs- und Nebenkreisläufe im Reaktorgebäude.

Demontageverzögerungen aufgrund nicht ausbleibender Erschwernisse hinsichtlich Anlagenzugänglichkeit, Transportproblemen, Werkzeughandhabung usw. sollten durch einen Verzögerungszuschlag von 50 % ausreichend erfaßt sein. Außerdem muß man zugrunde legen, daß jeweils 2 Arbeiter sich gegenseitig bei der Demontage unterstützen. Unter diesen Umständen erhöht sich die vorher abgeschätzte Demontagedosis wie auch die Demontagezeit um den Faktor 3.

Auf die Verhältnisse des Kernkraftwerkes Obrigheim angewandt, ergeben sich Werte, wie sie aus der nachfolgenden Tabelle XIV entnommen werden können.

Unter Berücksichtigung des vorstehend begründeten Faktors 3 beläuft sich die Gesamtdosis für den Abbau der Hilfs- und Nebenkreisläufe im Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim auf 4128 r. Diese Strahlenbelastung ist erschreckend hoch. Wenn man bedenkt, daß max. 5 rem/a Personendosis zulässig sind, so würde die oben ermittelte Zahl über 800 Monteure für den Abbau der kontaminierten Hilfs- und Nebenkreisläufe des Kernkraftwerkes Obrigheim verpflichten. Damit ist absehbar, daß zusätzliche Maßnahmen notwendig werden, um die Strahlenbelastung auf ein erträgliches Maß zu vermindern.

3.3 Demontage kontaminierter kleinerer Anlagenteile

Nach Beseitigung der Rohrleitungssysteme bleiben noch die verschiedenen Wärmetauscher, kleineren Behälter und Pumpen in den Räumen des Reaktorgebäudes zurück. Da diese Anlagenteile aufgrund ihrer Größe nicht zerlegt zu werden brauchen,

Tabelle XIV: Ermittlung der Demontagedosis für den Abbau von Hilfs- und Nebenkreisläufen im Reaktorgebäude (KWO)

Einheitsraum	Ausgangs-dosis-leistung r/h	Gesamtzeit min	Demontageschritte Dosis-leistg. je Schr. r/h	Zeit h	Dosis r	Einheitsraum-dosis r	Anzahl der Einheits-räume	Gesamtdosis r
I	0,06	125	0,06	1,08	0,065			
			0,03	1,0	0,030	0,095	135	13
II	0,20	200	0,20	1,40	0,280			
			0,16	1,08	0,173			
			0,12	0,85	0,102	0,555	71	39
III	0,39	260	0,39	0,72	0,281			
			0,14	1,81	0,253			
			0,07	1,81	0,127	0,661	42	28
IV	0,70	320	0,70	0,93	0,651			
			0,48	0,21	0,101			
			0,28	1,20	0,336			
			0,21	1,20	0,252			
			0,14	1,20	0,168			
			0,07	0,60	0,042	1,550	58	90
V	1,25	400	1,25	0,83	1,038			
			1,20	1,27	1,524			
			1,15	0,97	1,116			
			0,82	0,23	0,189			
			0,48	0,67	0,322			
			0,34	2,77	0,942	5,131	45	231
VI	2,50	525	2,50	0,43	1,075			
			2,17	1,83	3,971			
			1,83	0,35	0,641			
			1,49	2,18	3,248			
			1,15	1,31	1,507			
			0,81	1,75	1,418			
			0,57	0,61	0,348			
			0,24	0,26	0,062	12,27	60	736
VII	4,50	650	4,50	1,08	4,860			
			4,17	1,08	4,504			
			3,84	1,08	4,147			
			3,50	0,34	1,890			
			3,16	0,54	1,706			
			2,82	0,34	1,523			
			2,48	0,54	1,339			
			2,24	0,54	1,210			
			2,04	0,43	0,877			
			1,94	0,54	1,048			
			1,60	0,20	0,320			
			1,30	1,08	1,404			
			0,97	1,08	1,048			
			0,64	0,54	0,346			
			0,44	0,54	0,238			
			0,24	0,54	0,130	26,61	9	239
Insgesamt		1750 h						1376 r

müssen sie lediglich aus ihrer Verankerung gelöst und in geeigneten Transportbehältern in den Dekontaminationsraum überführt werden. Bei den Pumpen ist zusätzlich die Abtrennung vom Antrieb zu berücksichtigen. Zu überlegen ist dabei, ob die Abtrennung im Reaktorgebäude oder erst im Dekontaminationsraum erfolgen soll. Wegen besserer Arbeitsbedingungen im Dekontaminationsraum sollte dies dort geschehen.

Unterstellt man, daß der Transport dieser Anlagenteile unter Abschirmung, also ohne Strahlenbelastung des Transportpersonals erfolgen kann, so bleiben folgende strahlenexponierte Arbeiten für die Wärmetauscher und kleinere Behälter:

Lösen aus der Verankerung	1 h
Vorbereiten für Dekontamination	0,5 h

also insgesamt 1,5 h Arbeitszeit je Wärmetauscher oder Behälter,

und für die Pumpen

Lösen aus der Verankerung	1 h
Abtrennen des Antriebs	0,5 h
Vorbereiten für Dekontamination	1 h

damit zusammen 2,5 h Arbeitszeit je Pumpe.

Die Demontagedosis ergibt sich durch Aufsummieren der einzelnen Dosisleistungen von Wärmetauschern und kleineren Behältern sowie der Pumpen und Multiplikation mit der strahlenexponierten Arbeitszeit. Im Falle des Kernkraftwerkes Obrigheim beläuft sich die Dosis auf etwa 40,5 r.

Dosiserhöhende Schwierigkeiten bei der Beseitigung dieser Aggregate dürften kaum entstehen, jedoch sei hier wiederum vorausgesetzt, daß sich 2 Arbeiter gegenseitig unterstützen. Damit erhöht sich die Dosis um den Faktor 2 auf 81 r.

3.4 Demontage von großen kontaminierten Behältern in Räumen außerhalb des Wirkungsbereiches des Gebäudekrans

Befinden sich große kontaminierte Behälter in Räumen, die mit dem Gebäudekran nicht erreichbar sind, so müssen diese an Ort und Stelle erst zerlegt und dann abtransportiert werden. Im allgemeinen bestehen diese Behälter teils aus ferritischem Stahl, teils aus rostfreiem Stahl, so daß ein Zerlegen mit einem Schneidbrenner nicht in allen Fällen in Betracht gezogen werden kann. Aus der relativ hohen Behälterwandstärke resultiert eine gewisse Abschirmwirkung, die beim Öffnen des Behälters mit einkalkuliert werden muß. Vorteilhaft im Hinblick auf die Höhe der bei der Demontage insgesamt aufgenommenen Strahlendosis wirkt sich eine vorher mit Hilfe von branchenüblichen transportablen Einrichtungen vorgenommene Dekontamination aus. Es sollte sich so ohne umfangreichere Maßnahmen ein Dekontaminationsfaktor von 10 erreichen lassen. Die Größe der abgetrennten Teile richtet sich nach den Bedingungen des Transportweges.

Anschließend wird eine Abschätzung über die bei der Zerlegung des Druckhalterabblasetanks im Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim anfallende Strahlendosis nach vorheriger Dekontamination gegeben. Tabelle XV beinhaltet in übersichtlicher Darstellung Daten, Meß- und Rechenwerte für den Druckhalterabblasetank.

Abb. 27 vermittelt den Unterschied zwischen einem Zerlegen des Behälters ohne und mit Dekontamination. Eine vorherige Behälterdekontamination führt zu einer deutlichen Herabsetzung der Demontagedosis.

Tab. XV:

Demontage des Druckhalterabblasetanks (KWO)

Tankabmessungen:		
Durchmesser	mm	3000
Höhe	mm	3800
Wandstärke	mm	16
Äußere Dosisleistungen:		
oben	r/h	0,05
unten	r/h	1,10
Abschirmfaktor durch Wandstärkeneinfluß:		3
Innere Dosisleistungen:		
oben	r/h	0,15
unten	r/h	3,30
Max. Dekontaminationsfaktor:		10
Innere Dosisleistungen nach Dekontamination:		
oben	r/h	0,15
unten		0,33
Abmessung der zerlegten Stücke:	mm	1000 x 1000
Zeit für die Zerlegung:	h	72
Mittlere Dosisleistung während der Zerlegung:	r/h	0,24
Gleichzeitig mit der Zerlegung beschäftigte Arbeiter:		2
Strahlenbelastung durch Zerlegung:	r	34,6

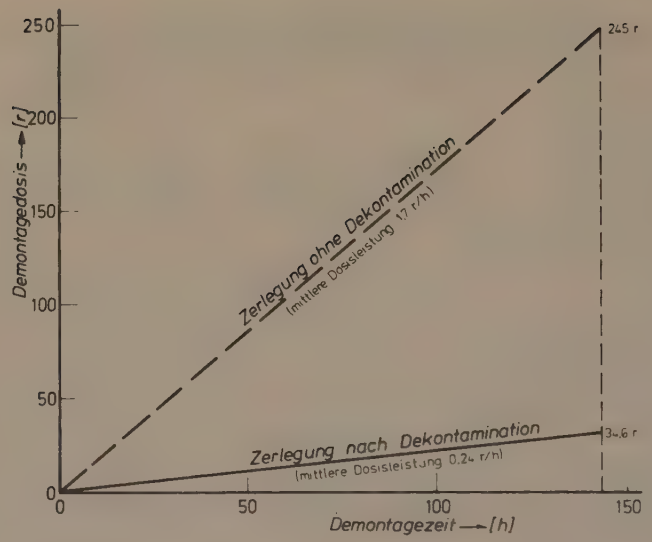


Abb. 27: Zerlegung des Druckhalterabblasetanks ohne und nach vorheriger Dekontamination

3.5 Demontage der Primärrohrleitungen

Die Hauptkühlmittelleitung stellt die Verbindung zwischen Reaktordruckgefäß, Dampferzeuger und Hauptkühlmittelpumpe her. Nach der Beseitigung der Hilfs- und Nebenkreislaufleitungen ist der Hauptkühlkreis in den Dampferzeugerräumen frei zugänglich. Vor einem Zerlegen dieser Leitung in diverse Geradrohre und Krümmer muß die etwa 10 cm dicke Isolierschicht zumindest an den geplanten Schnittstellen entfernt werden. Durch entsprechende Hilfsschnitte läßt sich die Isolierung entweder abziehen oder abschälen, sofern sie nicht von vornherein abnehmbar gestaltet war. Bereitgestellte Wannen nehmen das anfallende Isoliermaterial auf. Da das Trennen der Hauptrohrleitung unter erhöhter Strahlen-

belastung vor sich gehen muß, ist es vorteilhaft, mit fernbedienter Trennscheibe und entsprechenden Halte- und Stützvorrichtungen zu arbeiten. Erschwerend kommt hinzu, daß sich durch Öffnen des Primärkühlmittelkreises der Strahlenpegel in der näheren Umgebung wegen der an der inneren Oberfläche herrschenden Dosisleistung von 10 - 20 r/h wesentlich erhöht (ohne Dekontamination der Hauptkühlmittelleitung).
Der Abtransport der einzelnen Rohrstücke ist mit Hilfe des Gebäudekrans gesichert.

Das Lösen der Hauptkühlmittelleitung vom Druckgefäß wirft einige Probleme auf, doch sind grundsätzlich zwei Vorgehensweisen abzusehen; einmal das Abtrennen der Leitung durch äußeren Zugang, und zum anderen gestattet die große Rohrnennweite den inneren Zutritt.

Im Falle des äußeren Vorgehens müßte man vom Reaktorbecken aus operieren. Zu den dabei anfallenden vorbereitenden Arbeiten zählen die Entfernung der dichten Verbindung zwischen Reaktordruckgefäß und Reaktorbeckenauskleidung. Dies ist nicht weiter nachteilig, da dieser Arbeitsgang beim späteren Ausheben des Reaktordruckgefäßes ohnehin notwendig wird.

Weiterhin fallen das zeitaufwendige Ausbringen der um die Rohrstutzen angeordneten Abschirmblöcke aus Beton und schließlich das Abisolieren der Leitung an.

Beim Abtrennen vom Rohrinneren aus wäre hingegen nur eine entsprechende Abschirmung vorzusehen, die die Strahlung auf ein für die Schneidarbeit zulässiges Maß begrenzt. Obendrein dürfte in konstruktiver Hinsicht die Verwirklichung einer fernbedienten oder sogar halbautomatischen Schneideinrichtung unter den Randbedingungen des inneren Abtrennens bedeutend einfacher sein, so daß diese Möglichkeit

als aussichtsreicher einzustufen ist. Nach Beendigung des Schnittvorganges wird das Rohrstück aus seiner Position im biologischen Schild herausgezogen und vom Gebäudekran weggebracht. Am Druckgefäßstutzen verbleibende, überstehende Reste der Isolierung müssen ebenfalls abgezogen werden, um bei einer späteren Entfernung des Druckgefäßes nicht hinderlich zu werden.

Für das Kernkraftwerk Obrigheim ergibt sich folgender Arbeitsaufwand und daraus resultierende Dosisaufnahme des für den Abbau der Hauptkühlmittelleitung eingesetzten Demontagepersonals (siehe Tab. XVI).

Anmerkungen:

1. Die Hauptkühlmittelleitung wird in folgende Teile zerlegt:

   Verbindung Druckgefäß - Dampferzeuger
   - Geradrohr 3,6 m lang
   - Krümmer 50 °

   Verbindung Dampferzeuger - Hauptkühlmittelpumpe
   - Krümmer 30 °
   - Geradrohr 0,7 m lang
   - Krümmer 90 °
   - Geradrohr 2,2 m lang
   - Krümmer 90 °

   Verbindung Hauptkühlmittelpumpe - Druckgefäß
   - Geradrohr 2 m lang
   - Krümmer 60 °
   - Geradrohr 2 m lang

2. Zwei Hilfsschnitte in Umfangsrichtung im Abstand von ca. 40 cm und zwei um 180° versetzte Tangentialschnitte. Isolierung zerfällt in zwei Hälften.
3. Arbeiten in unmittelbarer Nähe der Rohrleitung, die eine äußere Oberflächendosisleistung von 1,4 r/h aufweist.

Tab. XVI:

Demontage der Primärkühlmittelleitung des Kernkraftwerkes Obrigheim

Strahlenexp. Arbeitsgänge 1)	mittl. Dosisleistg. r/h	Arbeitszeit h	Arbeitsdosis r	Anzahl der einges. Pers.	Anzahl der Arbeitseinsätze	Arbeitszeit insgesamt h	Gesamtdosis r
Entfernen der Isolierschicht an den vorgesehenen Schnittstellen 2)	1,4 3)	0,5	0,7	2	11	11	16
Abstützen der Primärkühlung 4)	0,7 5)	0,5	0,35	2	10	10	7
Ferbedientes Zerlegen der Leitung (mit Auf- u. Abbau d. Schneidvorrichtung)	0,2 6)	12	2,4	3	11	396	79
Transport mit An- u. Ablegen des Transportgeschirrs	0,5	0,5	0,25	2	10	10	5
Abtrennen der Rohrleitung vom Reaktordruckgefäß 7)	1 8)	16	16	2	2	64	64
INSGESAMT:						491	171

4. Abstützen der gesamten Rohrleitung vor deren Zerlegung wegen geringerer Strahlenbelastung, damit kein Verkanten beim Durchtrennen auftreten kann.

5. Arbeiten in wechselnder Entfernung von der Rohrleitung.

6. Abschirmung so bemessen, daß die Dosisleistung auch nach Öffnen der Rohrleitung nicht über den Wert von 0,2 r/h ansteigt.

7. Abschirmung so bemessen, daß die Dosisleistung an der Arbeitsstelle nicht über 1 r/h hinausgeht.

8. Dieser Arbeitsgang beinhaltet das Einsetzen des Schneidgerätes, seine Positionierung und die Entfernung des Schneidgerätes nach vollendeter Trennung der Rohrleitung vom Druckgefäß.

Berücksichtigt man beim Kernkraftwerk Obrigheim beide Hauptkühlkreisläufe, so resultiert aus deren Demontage eine Gesamtdosis von 342 r innerhalb einer Arbeitszeit von 982 h.

3.6 Demontage der Hauptkomponenten

Wie schon anderweitig erwähnt, sollten die Hauptkomponenten des Primärkreises wegen ihrer teilweise recht hohen Neutronenaktivierung bzw. Kontamination der vom Kühlmittel benetzten Oberflächen in unzerlegtem Zustand aus dem Reaktorgebäude geborgen werden. Da diejenigen kontaminierten Anlagenteile, die Trennarbeiten erforderten und damit zur erhöhten Aerosolaktivität im Reaktorgebäude beitragen, bereits beseitigt sind, steht einem Öffnen des Containments kein wesentliches Argument entgegen. Vorausgesetzt sei natürlich ein permanentes Umwälzen der Luft im Reaktorgebäude während und nach den Trennarbeiten so lange, bis die Aerosolaktivität mit Hilfe von Filtereinrichtungen in Luftumwälzsystem auf einen Stand abgesenkt wurde, der ein unbedenkliches Öffnen des Containments erlaubt.

Ohne große Schwierigkeit kann anschließend die Montageöffnung auf einen Durchmesser von 7 m (beim Kernkraftwerk Obrigheim) erweitert werden, der das Hindurchführen der unzerlegten Hauptkomponenten durch das Containment gestattet. Das vorrangige Entfernen der leichteren und weniger ausladenden Komponenten, um mehr Bewegungsfreiheit für die schwereren und sperrigeren Komponenten zu gewinnen, legt die Reihenfolge der Hauptkomponentenentsorgung fest. In unzerlegtem Zustand verliert der Druckbehälter als letztes nukleares Anlagenteil seinen angestammten Platz im Reaktorgebäude, weil voraussichtlich durch dessen Gewicht (mit Druckbehältereinbauten) der Gebäudekran bis an die Grenze seiner Belastbarkeit beansprucht wird.

Wegen abgeschlossener Trennarbeiten sind die zur Demontage der Hauptkomponenten erforderlichen Arbeiten in normaler Schutzkleidung ausführbar.

3.6.1 Entfernung der Hauptkühlmittelpumpen aus dem Reaktorgebäude

Die Trennung von Antrieb und Pumpengehäuse zählt zu den vorbereitenden Maßnahmen. Es erleichterte das Abbauen der unter Demontage von Hilfs- und Nebenkreisläufen erfaßten, kontaminierten Sperr- und Leckwasserleitungen aufgrund günstiger Platzverhältnisse. Den weiteren Ausbau der Motor- und Pumpenlaterne, der Lager- und Dichtungsanordnungen sowie des Laufzeuges behindern somit nur noch die nicht kontaminierten Versorgungseinrichtungen, wie Ölzu- und -abströmleitungen, Ölkühler usw. Nach Lösen der Flanschverbindungen, Beseitigung der störenden Leitungen und Verschraubungen können die oben erwähnten Pumpenteile abgenommen bzw. herausgezogen und von bereitstehenden Behältern aufgenommen werden. Ein bereits vorhandener Deckelflansch sorgt für einen dichten Abschluß des oben offenen Pumpengehäuses. Unter

Mitwirkung des Gebäudekranes wird das Pumpengehäuse nach Lösen von den Pendelstützen aus dem Dampferzeugerraum hochgezogen und zur Montageplattform verfahren. Um einen gefährlichen Anstieg des Strahlenpegels in der seitlichen und oberen Umgebung der Pumpe zu vermeiden, sollte wenigstens die radiale Austrittsöffnung für das Hauptkühlmittel im Pumpengehäuse durch eine ausreichend bemessene Abschirmplatte verschlossen sein.

Der Ausbau der Hauptkühlmittelpumpen aus dem Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim beinhaltet die in Tabelle XVII aufgeführten strahlenexponierten Arbeiten. Über die dabei auftretenden Dosisleistungen und den geschätzten Zeitaufwand läßt sich die voraussichtliche Demontagedosis je Hauptkühlmittelpumpe angeben.

Tab. XVII:

Demontage der Hauptkühlmittelpumpe (KWO)

Strahlenexpon. Arbeitsgänge	Mittlere Dosisleistung r/h	Arbeitszeit h	Zahl der gleichzeitig eingesetzten Personen	Dosis r
Verschließen der Austrittsöffnung	2 (max.20) (min.0,2)	2	2	8
Beseitigung der Versorgungsleitungen	0,2	10	2	4
Lösen der Aufhängung	0,2	3	2	1,2
Transportarbeiten	0,2	1	2	0,4
INSGESAMT:		16		13,6

Für den Ausbau von 2 Hauptkühlmittelpumpen muß mit einer Strahlenbelastung von insgesamt 27 r gerechnet werden.

3.6.2 Entfernung der Dampferzeuger aus dem Reaktorgefäß

Auch für den Dampferzeuger gilt ein unzerlegtes Entfernen aus dem Reaktorgebäude wegen der recht hohen Strahlung (≈ 20 r/h) der durch das Kühlmittel kontaminierten Oberflächen als vorteilhaft. Vorbereitend war die Frischdampfleitung bis zum Austrittsstutzen am Dampferzeuger und die Speisewasserzuführung bis zum Eintritt in den Dampferzeugerraum abgenommen worden. Damit verbleiben noch folgende strahlenexponierte Tätigkeiten bis zur Herausnahme der Dampferzeuger:

- Abtrennen der restlichen Speisewasserleitung bis zum Eintrittsstutzen am Dampferzeuger.
- Entfernen der den Abtransport des Dampferzeugers behindernden Belüftungsleitungen im Dampferzeugerraum.
- Verschließen der Ein- und Ausströmöffnungen für das Hauptkühlmittel im Dampferzeugerboden mittels Abschirmplatten, die die äußere Dosisleistung an diesen Platten auf mindestens 2 r/h absenken.
- Lösen der Dampferzeugeraufhängung in den drei Pendelstützen.
- Vorbereitende Arbeiten für den Abtransport des Dampferzeugers mit Hilfe des Gebäudekrans.

Aus der Durchführung der aufgezählten Maßnahmen resultieren unter Berücksichtigung vorhandener Strahlungsverhältnisse und Zeitabschätzungen im Kernkraftwerk Obrigheim die in der Tabelle XVIII ausgewiesenen Ergebnisse.

Die Entfernung der beiden Dampferzeuger aus dem Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim ist demnach mit einer Strahlendosis von 38 r verbunden.

Tab. XVIII:

Demontage des Dampferzeugers (KWO)

Strahlenexpon. Arbeiten	Mittlere Dosis-leistung r/h	Arbeits-zeit h	Zahl der gleichzeitig eingesetzten Personen	Dosis r
Abtrennen der Speisewasser-leitung	0,1	1	2	0,2
Entfernen der Belüftungs-leitungen	0,1	4	2	0,8
Verschließen der Ein- und Austritts-öffnung	2	4	2	16
Lösen der Aufhängung	0,2	3	2	1,2
Transport-arbeiten	0,2	2	2	0,8
INSGESAMT		14		19

3.6.3 Entfernung des Druckhalters aus dem Reaktorgebäude

Als letzte Großkomponente im Dampferzeugerraum gilt es, den Druckhalter unzerlegt zu demontieren. Problematisch wirkt sich hier die starke Strahlung am Druckhalter in Höhe der Heizstäbe aus. Zu den dadurch erschwerten Demontagearbeiten zählen das Abzwicken oder Abschneiden der zahlreichen Stromzuführungen für die Heizstäbe und das Verschließen der durch das Entfernen der Volumenausgleichs- und Entwässerungsleitungen im Druckhalter entstandenen Öffnungen. Das Abtrennen der Stromzuführungen kann mit fernbedienten Werkzeugen geschehen, um ein Arbeiten im Bereich der starken Strahlung zu umgehen. Ein Verschließen der Druckhalteröffnungen sollte allerdings erst in der günstigeren horizontalen Lage des Druckhalters - kurz vor dem Transport aus dem Reaktorgebäude - vorgenommen werden, da die Volumenausgleichs- und Ent-

wässerungsleitung beim Kernkraftwerk Obrigheim in den Druckhalterboden einmünden. Jedoch hat sich die Ausführung des Druckhalters für andere Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren insoweit geändert, daß nun abnehmbare Deckel mit eingeschweißten Heizbündeln durch den Druckhalterboden eingeschoben und befestigt werden und die Volumenausgleichsleitung horizontal in den stehenden Druckhalter einmündet. Während beim Druckhalter des Kernkraftwerkes Obrigheim es ohne aufwendige Maßnahmen nicht möglich ist, die Heizstäbe vor der Demontage zu entfernen, hat man bei den nachfolgenden Ausführungen alternativ die Möglichkeit der primären Entnahme der stark kontaminierten Heizbündel und ihre vorteilhafte, vom Druckhalter getrennte Beseitigung.

Vor dem Abtransport des Druckhalters mit Hilfe des Gebäudekrans müssen noch die Stutzen für die Sprüh- und Abblaseleitungen am Kopf des Druckhalters verschlossen und die Verankerung des Druckhalters gelöst werden. Es liegt zwar keine unbedingte Notwendigkeit für das Verschließen der Stutzen vor, doch sollte hier ein Einschließen der kontaminierten Flächen Vorrang haben, da eine evtl. Transporthandhabung vom Kopfende des Druckhalters aus erleichtert wird.

Schätzungsweise fallen zur Entfernung des Druckhalters aus dem Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim die in Tabelle XIX zusammengefaßten Arbeiten in strahlenexponierten Bereichen an.

3.6.4 Entfernen des Druckbehälters aus dem Reaktorgebäude

Im Falle der Demontage des unzerlegten Druckbehälters verbleiben die Druckbehältereinbauten wegen ihrer hohen Neutronenaktivierung (sh. Tab. IX) im Reaktordruckgefäß. Vor dem Ausheben des geschlossenen Druckbehälters aus der Re-

Tab. XIX:

Demontage des Druckhalters (KWO)

Strahlenexpon. Arbeiten	Mittlere Dosis-leistung r/h	Arbeits-zeit h	Zahl der gleichzeitig eingesetzten Personen	Dosis r
Verschließen der Stutzen für Sprüh- und Abblaseleitung	0,2	2	2	0,8
Abtrennen der Stromzuführung für die Heiz-stäbe (160)	0,7 [1)]	3	2	4,2
Lösen der Verankerung	5 [2)]	2	2	20
Verschließen der Stutzen für Entwässerung und Volumenaus-gleichsleitung	5	1,4	2	14
Transport-arbeiten	0,5 [3)]	2	2	2
INSGESAMT		10,4		41

Anmerkungen:

1) Durch fernbedientes Abtrennen der Stromzuführungen sollte die Strahlenbelastung unter 0,7 r/h gehalten werden können. In Höhe der Heizstäbe beträgt die Dosisleistung außen am Druckhalter des Kernkraft-werkes Obrigheim ca. 7 r/h.

2) Am Druckhalterboden erreicht die gemessene Strahlung einen Wert um 5 r/h.

3) Die hier angegebene Dosisleistung kann nur zutreffen, wenn bei den Vorbereitungsarbeiten zum Abtransport des Druckhalters mit Hilfe des Gebäudekrans der Be-reich der hohen Strahlung gemieden wird.

aktorgrube muß die dichte Verbindung zwischen Reaktorbeckenauskleidung und Druckbehälterflansch unterbrochen sowie die verschiebliche Verankerung des Druckgefäßes auf dem Tragring gelöst werden. Bei dem auf der Außenseite des Druckbehälterdeckels herrschenden niedrigen Strahlenpegel ist das Heraustrennen der ringförmigen Dichtverbindung mittels Trennscheibe kein Problem. Zum Transport des ausgeschnittenen Ringes dienen Halteschrauben, die anstelle der normalen Befestigungsschrauben für die Abdeckung der Neutronenfluß-instrumentierung in die vorhandenen Gewindelöcher eingesetzt werden.

Um die von den im Druckbehälter verbleibenden stärker radioaktiven Einbauten ausgehende Strahlung abzuschirmen, sollten die beim Abtrennen der Primärrohrleitungen entstandenen Druckbehälteröffnungen während des Transportes verschlossen sein.

Es bieten sich zwei hinsichtlich Verschlußzeitpunkt und Arbeitsvorgang unterschiedliche Möglichkeiten an. Ein Abschluß der Behälteröffnungen von der Innenseite her unter Fernbedienung käme in Frage, solange der Druckbehälter noch mit Kühlmittel gefüllt ist. Der notwendige Arbeitsraum müßte durch Herausnahme der störenden Einbauten, die vorübergehend Aufnahme im Brennelementbecken fänden, geschaffen werden. Das fernbediente Anschweißen der Verschlußplatten dürfte ohne große Schwierigkeit durchzuführen sein. Eine nachfolgende Entleerung des Druckbehälters ermöglicht die Ablaßleitung am Behälterboden. Liegt der Druckbehälter in trockenem Zustand und von den Primärrohrleitungen getrennt vor, so ist der Zugang zu den Kühlmitteleinstutzen über die Druchbrüche im Biologischen Schild gewährleistet. Allein die Abschirmblöcke in unmittelbarer Nähe der Stutzen müßten ausgeräumt werden, um entsprechenden Arbeitsraum für das Befestigen der Stutzenabschlüsse zu gewinnen. Dieser Arbeitsgang ist ohnehin nur dann zu um-

gehen, wenn die verschiebliche Verankerung des Druckbehälters auf dem Tragring nicht manuell sondern fernbedient gelöst werden soll. Während der Schweißarbeiten sorgt eine vor die Druckbehälteraußenwand gehängte Abschirmung für einen annehmbaren Strahlenpegel.

Eine Schwierigkeit besonderer Art taucht beim Herausheben des kompletten Druckbehälters mitsamt Einbauten aus der Reaktorgrube auf. Die Tragkraft des Gebäudekranes von 200 t ist weit geringer als das Gesamtgewicht des Druckbehälters mit Einbauten und Deckel von 255 t. Die TÜV-abgenommene Prüflast betrug 215 t. Einen Weg aus diesem Dilemma weist die getrennte Verlagerung von Behälterdeckel (50 t) und Druckbehälterunterteil mit Einbauten. Der Abnahme des Dekkels folgt so das Umsetzen des Druckbehälterunterteils auf einen bereitgestellten Transportwagen und anschließend das Wiederaufsetzen des Deckels auf den Druckbehälter. Es versteht sich von selbst, daß diese Arbeitsgänge unter entsprechender Strahlenabsicherung durchgeführt werden.

Im Falle einer Kavernenablagerung des Druckbehälters in unmittelbarer Nähe des abzubauenden Kernkraftwerkes bietet sich an, den Deckel erst in der Kaverne wieder auf das Druckbehälterunterteil aufzusetzen.

Demnach sind Arbeiten in nachstehender Reihenfolge vorzunehmen:

- Entfernen der ringförmigen Abdichtung zwischen Reaktordruckgefäß und Reaktorbeckenauskleidung.
- Ausräumen der Abschirmblöcke in unmittelbarer Nähe der Stutzen bei abgedeckten Öffnungen.
- Befestigung der auf die Stutzenöffnungen passenden Abdeckplatten mittels Heftschweißung.
- Fernbedientes oder unmittelbar an Ort und Stelle vor-

genommenes Lösen der verschieblichen Verankerung des Druckbehälters im Tragring.

- Lösen des Druckbehälterdeckels und Abtransport zu dessen Abstellplatz neben dem Brennelementbecken.
- Hochziehen und Abtransport des Behälterunterteils mit Hilfe eines entsprechenden Traggeschirrs zur Montageplattform des Reaktorgebäudes.
- Wiederaufsetzen des Behälterdeckels auf das Druckbehälterunterteil.

Die nachfolgende Abschätzung der mit dem Ausbau des Druckbehälters verbundenen Strahlenbelastung basiert auf der an zweiter Stelle genannten Vorgehensweise. Es ist damit eine konservative Abschätzung der Strahlenbelastung sichergestellt, da ein Verschließen der Druckbehälteröffnungen von innen unter Wasser voraussichtlich zu geringerer Strahlenbelastung führt. Demnach sind am Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim folgende strahlenexponierte Arbeiten zur Entfernung des Druckgefäßes aus dem Reaktorgebäude zu leisten:

Tab. XX:

Demontage des unzerlegten Druckbehälters (KWO)

Strahlenexpon. Arbeiten	Mittlere Dosisleistung r/h	Arbeitszeit h	Zahl der gleichzeitig eingesetzten Personen	Dosis r
Heraustrennen des ringförmigen Verbundstückes	0,1	2	2	0,4
Ausräumen der Abschirmblöcke	1 [1)]	20 [2)]	2	40
Verschließen der Öffnungen	1 [3)]	8 [2)]	2	16
Lösen der Verankerung	2 [4)]	1,5	2	6
Transportarbeiten	0,5 [5)]	6	2	6
INSGESAMT:		37,5		68,4

Anmerkungen:

1) Durch die vorsorglich vor die Stutzenöffnungen gehängten Abschirmungen muß die Strahlenbelastung während der Ausräumarbeiten unter 1 r/h gehalten werden.
2) Insgesamt befinden sich 4 Stutzen am Druckbehälter des Kernkraftwerkes Obrigheim.
3) Die Abschirmplatte ist so zu bemessen, daß während der Schweißarbeiten die mittlere Dosisleistung den Wert von 1 r/h nicht übersteigt.
4) Die Höhe der Strahlenbelastung richtet sich nach der Gammastrahlenemission der neutronenaktivierten Druckbehälterwand.
5) Die mittlere Strahlenbelastung beim Vorbereiten des Transportes des Druckbehälters wird auf 0,5 r/h geschätzt.

Somit ist das Entfernen des unzerlegten Druckbehälters aus dem Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim mit einer Strahlendosis von 68,4 r verbunden.

Ist man dagegen entschlossen, das Druckgefäß zu zerlegen, so müssen die dazu notwendigen Trennarbeiten der Hauptkomponentenentsorgung vorangestellt werden. Naheliegend wegen vorteilhafter Strahlenabschirmung des radioaktiven Druckbehälters wäre dessen Zerschneiden unter Wasser. Als wassergefüllter Arbeitsraum könnte das direkt an die Reaktorgrube anschließende Brennelementbecken dienen, vorausgesetzt, der Beckenboden hält die Belastung aus. Allerdings müßte der Druckbehälter aufgrund der hier herrschenden räumlichen Verhältnisse in senkrechter Lage zerlegt werden. Bis heute wird unter Wasser ausschließlich das Plasmaschneiden angewandt. Allenfalls jedoch nur bis zu Stahlblechdicken von 30 mm (hochlegierter Stahl). Eine zukünftige Weiterentwicklung ist zwar denkbar, aber der schnelle Abfall der Schnittgeschwindigkeit mit zunehmender Materialstärke (vgl. Abb. 23) macht dieses Verfahren

unter zeitlichem Aspekt unattraktiv.

Sehr viel geringere Schnittzeiten läßt das Brennschneiden erwarten. Der Einsatz dieses Verfahrens ist jedoch wegen der austenitischen Innenplattierung des Druckbehälters fraglich oder höchstens ein Anschnitt von der Außenseite der Druckbehälterwand nach innen fortschreitend denkbar. Das Brennschneiden unter Eisenpulverzusatz ist durchführbar. Allerdings läßt die damit verbundene starke Verunreinigung des Wassers auch von diesem Verfahren Abstand nehmen. Ob ein Trennen mit Hilfe von Trennscheiben in Frage kommen kann, kann wegen fehlender Untersuchungen nicht definitiv beantwortet werden. Jedenfalls ist bei Anwendung üblicher Trennverfahren unter Wasser mit einer starken Trübung des Wassers zu rechnen, die die optische Kontrolle der Schneidevorgänge unterbindet. So würde in jedem Falle eine aufwendige, automatisch arbeitende Apparatur für das Zerlegen dickwandiger radioaktiver Anlagenteile erforderlich. Aus diesen Überlegungen heraus ist m.E. die Methode des Unterwasserschneidens keine echte Alternative zu der vorher beschriebenen Beseitigung des Druckbehälters.

Eine dritte Möglichkeit bietet das Zerlegen des entleerten Druckbehälters in der Reaktorgrube. Wie schon erwähnt, ist der Einsatz von Brennschneidgeräten aufgrund der Innenplattierung aus hochlegiertem Stahl fraglich. Zudem kann ein Anschnitt des Druckbehälters von der Außenseite her wegen Platzmangels nicht erfolgen. Weiterhin fehlen Versuchsergebnisse, die den Einsatz von Brennschneidgeräten für Plattierungsschichten beurteilen lassen. Sollte sich das Brennschneiden der Plattierung als undurchführbar erweisen, so wäre noch der kombinierte Einsatz von Trennscheibe und Brennschneidgerät denkbar. Mit Hilfe der Trennscheibe würde die Plattierungsschicht durchgeschliffen. Die danach vorliegenden Nuten gestatten das Zerschneiden des ferritischen Werkstoffes der restlichen Druckbehälterwand mittels Brennschneiden.

Die durch Neutronen unbedeutend radioaktivierten Druckbehälterdeckel und -boden stellen im Gegensatz zum restlichen Zylinderteil des Druckbehälters kein Problem der Endlagerung dar, sie müssen aber aufgrund ihrer relativ hohen Kontamination (einige rem/h) einer Oberflächenbeizung unterzogen werden. Die Dekontamination in der zum Kernkraftwerk gehörigen Beizanlage erspart Transportkosten, bedingt aber ein Zerschneiden dieser großen Teile. Legt man sich hinsichtlich eines erleichterten Transportes dergestalt fest, daß der zylindrische Teil des Druckbehälters in solche Blöcke aufgeteilt wird, die nicht mehr als 1 Tonne wiegen und Kantenlängen über 1 Meter ausschließen, so muß zum Beispiel für das Zerlegen des Druckbehälters im Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim, basierend auf üblichen Schnittgeschwindigkeiten, mit einem Zeitaufwand von ungefähr 100 Stunden gerechnet werden. Anteilig Transportarbeiten und das Bedienen der Schneid- und Transporteinrichtungen durch wenigstens zwei Personen berücksichtigt, sind günstigstenfalls für das Zerschneiden des Druckbehälters etwa 250 Stunden zu veranschlagen. Daraus resultiert aber erst dann eine wesentliche Kostenminderung, wenn die Zerlegungsarbeiten unter vollkommener Abschirmung verlaufen.

Doch beinhaltet die Methode der trockenen Zerlegung eine Reihe wesentlicher Nachteile. So dürfte es sehr schwierig sein, abgesehen von der kaum zu verhindernden Kontaminierung der Reaktorgrube, die Verunreinigung der umliegenden Räume durch radioaktiven Staub zu vermeiden (Durchbrüche durch Biologischen Schild, Reaktorgrube nach oben offen). Der Druckbehälter kann nicht einfach von oben nach unten fortschreitend zerlegt werden, da darauf zu achten ist, daß der jeweilig verbleibende Rest nicht auf den Boden der Reaktorgrube abstürzt. Nur eine ausreichend abgeschirmte, mit fernbedienbaren Schneid-, Transport- und Kontrollgeräten ausgestattete Arbeitsplattform über dem Druck-

behälter sichert das Zerlegen des Druckbehälters. Logischerweise ist das mit hohen Kosten verbundene Unterwasserzerlegen der Druckbehältereinbauten zu einem früheren Zeitpunkt mit einzuschließen.

Es ist leicht absehbar, daß alle diese nachteiligen Bedingungen keine kostengünstigere Situation schaffen.

3.7 Beseitigung des neutronenaktivierten Teiles des Biologischen Schildes

Zur Abschirmung der intensiven Gamma- und Neutronenstrahlung aus dem Reaktorcore während des Betriebes ist das Druckgefäß mit einem dicken Betonzylinder, dem sogenannten Biologischen Schild, umgeben. Durch das Eindringen von Neutronen in den Betonschild wird ein Teil der dort vorhandenen Atomkerne radioaktiviert und emittiert seinerseits bei anschliessendem Zerfall Gammastrahlen unterschiedlicher Intensität.

Die Berechnung der aus der Belastung mit Neutronenstrahlung resultierenden Radioaktivierung des Biologischen Schildes kann auf analoge numerische Weise geschehen, wie sie bei der Untersuchung des Druckbehälters angewandt wurde. Es zeigt sich, daß die induzierte Radioaktivität mit zunehmender Schichtdicke rasch abnimmt. Das bedeutet, daß nur ein Teil des Biologischen Schildes unter Strahlenschutzmaßnahmen abgebaut zu werden braucht. Für dessen Beseitigung sind verschiedene Methoden denkbar, allerdings muß unbedingt berücksichtigt werden, daß das Containment des Reaktorgebäudes wegen der bereits erfolgten Entfernung der Großkomponenten geöffnet ist.

So könnten zum Beispiel mit Hilfe einer Sauerstofflanze ganze Betonblöcke in vorher festgelegten Abmessungen aus dem Biologischen Schild herausgetrennt werden, indem Loch

neben Loch durch die Betonwand hindurchgebrannt wird. Wegen der heftig verlaufenden Schmelzvorgänge ist jedoch in diesem Fall mit erheblicher Staub- und Rauchentwicklung und damit erhöhter Aerosolaktivität zu rechnen, so daß ein Einbringen der Trennlöcher von den Dampferzeugerräumen aus, was ja wegen abgeschirmter Strahlung wünschenswert wäre, ohne Kontamination der umliegenden Räume äußerst schwer zu realisieren ist. Zu der Gefahr der Umgebungskontamination schlägt noch nachteilig der höhere Zeitaufwand, da der gesamte Biologische Schild auf diese Art und Weise abgebaut werden muß, sowie die sicherlich sehr viel höheren Kosten (erfahrungsgemäß mindestens um den Faktor 4) gegenüber üblichem Sprengen zu Buche.

Weiterhin wirkt sich beim Sprengen vorteilhaft aus, daß nur der radioaktive Bereich entfernt wird. Radioaktiver Staub fällt jedoch beim Einbringen der Bohrungen und ebenso beim Sprengen selbst an. Während der Bohrstaub ohne Schwierigkeit bereits beim Bohren örtlich abzusaugen ist, sorgt beim Sprengen eine Absaugglocke, die unmittelbar über dem zu sprengenden Bereich hängend angeordnet ist, für den Abzug der Staubschwaden. Eine etwaige Beeinträchtigung der Absaugglocke durch den Explosionsdruck ist durch sorgfältige Bemessung der Sprengstoffmenge auszuschließen.

Eine auf dem Grund der Reaktorgrube abgestellte Wanne mit einem Durchmesser, der der lichten Weite der Reaktorgrube annähernd entspricht, überdeckt die Belüftungs- und Entwässerungsdurchbrüche durch den Biologischen Schild und dient zur Aufnahme der anfallenden Betonbruchstücke. Zum Sprengvorhaben selbst ist zu vermerken, daß aufgrund der mit zunehmender Dicke des Betonzylinders rasch absinkenden Dosisleistung ein schichtweises Abtragen des radioaktiven Bereichs sich günstig im Hinblick auf die akkumulierte Dosis ausnehmen dürfte.

Ein Vordringen von oben nach unten bietet sich wegen der baulichen Voraussetzungen an. Vom Auflagersims für das Reaktordruckgefäß aus werden Bohrungen, regelmäßig über den Umfang verteilt, bis auf zweckmäßige Höhe der radioaktiven Zone niedergebracht. Größere Bohrlänge zu wählen als im vorliegenden Fall die halbe Höhe der radioaktiven Zone ist aufgrund des zu erwartenden Verlaufens des Bohrers nicht ratsam.

Nach Fertigstellung der Bohrungen werden diese mit Sprengstoff gefüllt und verschlossen. Der Sprengstoff ist in Form von Sprengpatronen oder Sprengschnüren erhältlich, wobei die Sprengschnur der Sprengpatrone überlegen ist. So kann zum Beispiel die Sprengschnur über die gesamte Bohrlänge gleichmäßig verteilt werden, wo hingegen Sprengpatronen in gewissen Abständen im Bohrloch anzuordnen sind. Auch hinsichtlich der Sprengwirkung bestehen Unterschiede. Während die Sprengpatrone nach allen Seiten wirkt, denn nach dem Zünden laufen chemische Reaktionen ab, die von bedeutender Gasentwicklung begleitet sind, was wegen begrenztem Volumen zur Druckerhöhung führt, übt die Sprengschnur in Richtung ihrer Auflage Kraft aus, da hier in erster Linie die höhere Geschwindigkeit der Stoßwellen zur Wirkung kommt. Der Explosionsschlag sollte den Betonverbund so weit aufreißen, daß die Bewehrung anschließend ungehindert autogen zerschnitten werden kann. Hierbei ergibt sich der Zwang zur Optimierung der eingesetzten Sprengstoffmenge. Denn einerseits soll eine Beeinflussung der Absaugglocke durch Druckwellen unterbleiben, die Betonbruchstücke möglichst groß und damit die anfallende Staubmenge minimal sein, andererseits aber unbehinderter Zugang zum Abtrennen der Bewehrung durch Aufsprengen des Betons in möglichst kleine Bruchteile gewährleistet sein.

Dies bedeutet, daß in jedem Falle erst ein Teil des ersten Sprengabschnittes versuchsweise abgesprengt wird, um

aus dem Ergebnis verbindliche Aussagen im Hinblick auf den weiteren Sprengstoffeinsatz gewinnen zu können. Die anschliessenden Sprengfolgen richten sich nach der Aufnahmekapazität der für den Abtransport der Bruchstücke auf dem Boden der Reaktorgrube bereitgestellten Wanne.

Das Absprengen des zweiten Abschnittes geschieht auf analoge Weise, indem entsprechende Bohrlöcher von der verbleibenden halben Höhe bis in die vorgegebene Tiefe vertikal ausgeführt werden. Nach der Sprengung dieses zweiten Abschnittes fehlt nun jegliche Ansatzmöglichkeit für ein weiteres schicht weises Abarbeiten des schwächer radioaktiven Teiles des Biologischen Schildes. Für den Abbau des dritten Abschnittes muß zunächst ein keilförmiger Einbruch vorliegen, von dem ausgehend nach und nach der restliche radioaktive Bereich des Biologischen Schildes herausgesprengt wird.
Für das pneumatische Einbringen der Bohrungen an den festgelegten Stellen muß ein transportables Gerüst bereitstehen, das nach beendeten Bohrarbeiten aus der Reaktorgrube entfernbar ist und für die Ausräumarbeiten wieder zur Verfügung steht. Während der Arbeiten in der Reaktorgrube wird das Arbeitspersonal extern mit Atemluft versorgt, um einer Inkorporierung von radioaktiven Partikeln vorzubeugen. Letztlich schließtsich nach beendetem Ausbau des radioaktiven Bereiches eine Reinigung der Reaktorgrube an, um lose haftende Kontaminanten von verbleibenden Wänden und Böden abzulösen.

Die numerische Berechnung der Oberflächendosisleistungen am Biologischen Schild des Kernkraftwerkes Obrigheim ergab den in Abb. 28 und 29 dargestellten Verlauf nach fortlaufendem Abtrag einer jeweils 10 cm dicken Betonschicht von innen nach außen.

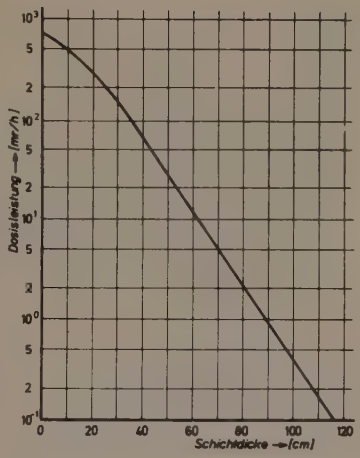


Abb. 28:

Oberflächendosisleistungen an der Innenseite des Biologischen Schildes des KWO 2 Jahre nach Beendigung des Reaktorbetriebes bei schichtweisem Abtrag von innen nach außen

Gilt eine Dosisleistung von 0,1 mr/h (0,9 r/a) als unbedenklich, so resultiert daraus, daß der Biologische Schild des Kernkraftwerkes Obrigheim bis auf eine Breite von 1,1 m unter Strahlenschutzmaßnahmen abgetragen werden muß. Die sich im Prinzip wiederholenden Sprengarbeiten, aufgeteilt auf 3 Sprengabschnitte, werden kurz erläutert und durch Abb. 30 veranschaulicht.

Zunächst wird die Transportwanne für die Aufnahme der Betonbruchstücke auf den Grund der Reaktorgrube abgesetzt. Danach können die Bohrarbeiten für den ersten Sprengabschnitt beginnen. Dabei sorgt eine örtliche Absaugevorrichtung für die Bohrstaubabfuhr und ein Schutzgeländer um den Rand der Reaktorgrube für ein gefahrloses Arbeiten. Die übliche Bohrgeschwindigkeit beträgt 6 m/h. Für die erste Versuchssprengung werden 10 von den insgesamt 40 senk-

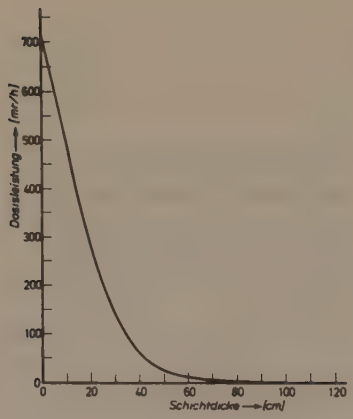


Abb. 29:

Oberflächendosisleistungen an der Innenseite des Biologischen Schildes des KWO 2 Jahre nach Beendigung des Reaktorbetriebes bei schichtweisem Abtrag von innen nach außen

rechten, 2 m tiefen Bohrlöchern mit Sprengschnüren versehen und die Bohröffnungen verschlossen. Das Vorbereiten eines Bohrloches zur Sprengung dauert etwa 5 Minuten.

Dem Entfernen des Schutzgeländers und dem Instellungbringen des Absaugtrichters auf dem Auflagersims der Reaktorgrube folgt das Zünden der Sprengladung bei bereits eingeschalteter Entlüftung. Die Absaugung bleibt so lange in Betrieb, bis die Staubschwaden vollkommen abgezogen sind und die Aerosolaktivität in der Reaktorgrube wieder ihren Ausgangswert erreicht hat. Jetzt kann das Abräumen der Betonreste und das Abtrennen der Bewehrung beginnen. Da mit Rauch- und Staubentwicklung zu rechnen ist, ist auch bei diesem Arbeitsgang Absaugen notwendig. Der Zeitaufwand für das Abräumen ist abhängig von der ausgeführten Bewehrung, dürfte aber normalerweise 1/2 h/m^3 nicht überschrei-

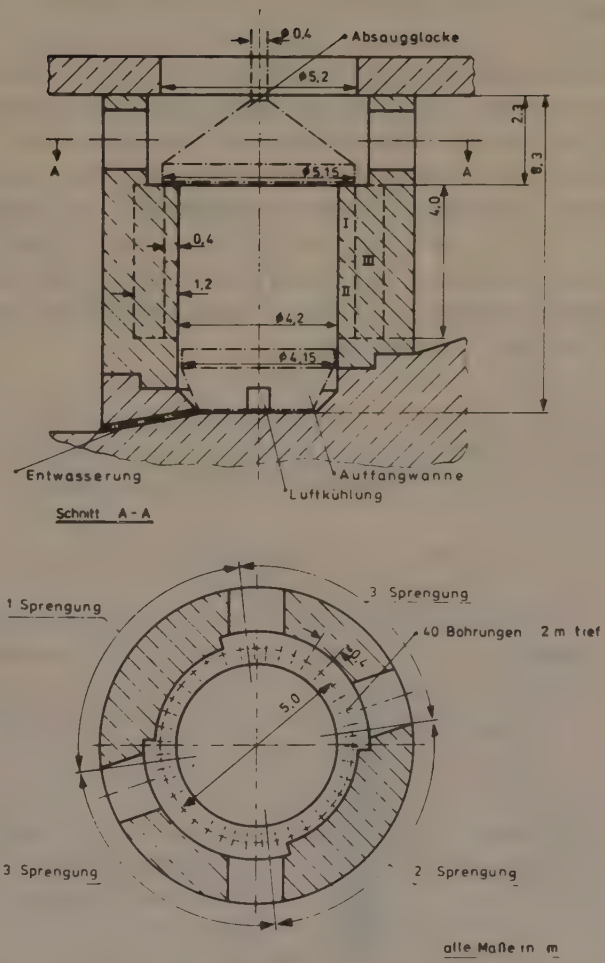


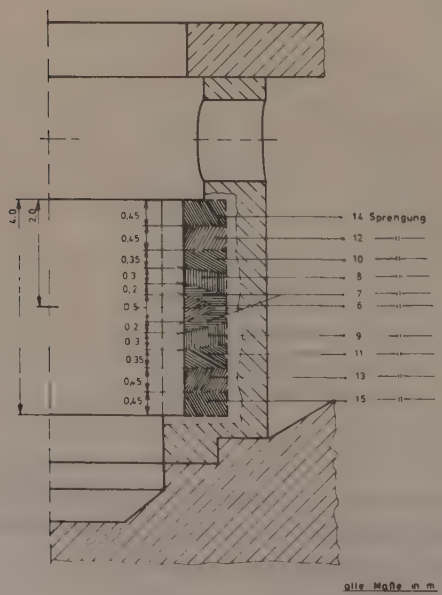
Abb. 30: Sprengabschnitte des radioaktivierten Teiles des Biologischen Schildes in der Reaktorgrube des Kernkraftwerkes Obrigheim

ten. Nach Auswertung des Sprengerfolges werden die restlichen 30 Bohrlöcher zur Sprengung vorbereitet.

Das geringere Fassungsvermögen der Transportwanne verbietet ein gleichzeitiges Sprengen des gesamten Sprengabschnittes. Aus Abb. 30 sind die Sprengfolgen zu entnehmen. Aufgrund der gleichmäßigeren Beladung der Transportwanne ist es vorteilhafter, gegenüberliegende Teilabschnitt zu sprengen.

Der dritte Sprengabschnitt erfordert ein angewandeltes Vorgehen. Es ist in Abb. 31 dargelegt.

Abb. 31: Darstellung des 3. Sprengabschnitts im Biologischen Schild (KMO)



alle Maße in m

Die Zahl der Sprengfolgen richtet sich wiederum mit Ausnahme des Einbruchs nach dem Fassungsvermögen der Transportwanne. Die vorher beschriebenen Sprengarbeiten führen zu folgenden Arbeitszeiten und Dosisbelastungen des den Abbruch vornehmenden Personals (siehe Tab. XXI).

Bei den anfallenden Arbeiten wird unterstellt, daß sich zwei Arbeiter gegenseitig unterstützen. Das bedeutet, daß die Entfernung des radioaktiven Teils des Biologischen Schildes im Kernkraftwerk Obrigheim (in 416 h) eine Demontagedosis von 96 r in Rechnung stellt.

3.8 Zusammenfassung der Strahlenbelastungen und Kosten, die durch den Abbau der radioaktiven Anlagenteile des Kernkraftwerkes Obrigheim anfallen

3.8.1 Strahlenbelastung

Bekanntlich ist die Einheit Röntgen (r) nur definiert für die Wirkung von Röntgenstrahlen in Luft. Für andere Materialien und Strahlungsarten dient das "rad" als Einheit. Für die Wirkung von Gammastrahlen in Luft gilt

$$1\ r = 0{,}88\ rad.$$

Für weiches Gewebe dagegen, dessen Energieabsorptionskoeffizient μ_e sich zu dem Energieabsorptionskoeffizienten μ_{eL} von Luft verhält wie

$$\mu_e/\mu_{eL} = 100/88,$$

und dies ist zutreffend für menschliches Gewebe /24/, entspricht die 1 r äquivalente Gammadosis etwa 1 rad. Damit ergibt sich die Übereinstimmung

$$1\ r \approx 1\ rad.$$

Tab. XXI: Sprengen des radioaktivierten Teiles des Biologischen Schildes (KWO)

Strahlenexp. Arbeiten	Dosis-leistg. r/h	Arbeitszeit h	Dosis r
I. Sprengabschnitt 1-3. Sprengung			
40 Bohrungen (2 m tief)	0,75	13,3	10
Vorbereiten zur Sprengung	0,75	3,3	2,5
Abräumen und Abtrennen	0,75	6,3	4,75
II. Sprengabschnitt 4-5. Sprengung			
40 Bohrungen (2 m tief)	0,75	13,3	10
Vorbereiten zur Sprengung	0,75	3,3	2,5
Abräumen und Abtrennen	0,75	6,3	4,75
III. Sprengabschnitt			
6. Sprengung			
80 Bohrungen (0,6 m tief)	0,065	8	0,52
Vorbereiten zur Sprengung	0,065	6,7	0,43
Abräumen und Abtrennen	0,065	1,7	0,12
7. Sprengung			
80 Bohrungen (0,8 m tief)	0,065	10,7	0,69
Vorbereiten zur Sprengung	0,065	6,7	0,43
Abtrennen und Abräumen	0,065	3	0,19
8-15. Sprengung			
320 Bohrungen (0,8 m tief)	0,065	42,7	2,77
Vorbereiten zur Sprengung	0,065	26,7	1,73
Abtrennen und Abräumen	0,065	37	2,40
insgesamt		189	44
Sonstige Arbeiten, Zeitverzögerungen, Transportvorgänge usw. sollen mit 10 % berücksicht. werden		19	4
insgesamt		208 h	48 r

Die radiobiologische Wirksamkeit (RBW) beschreibt das Verhältnis zwischen der biologischen Wirkung einer Röntgenstrahlung von 200 keV und derjeweils vorliegenden Strahlenart.
In dem hier abgehandelten Falle wird die Strahlenbelastung im wesentlichen durch Gammastrahlung von ≈ 1 MeV verursacht, und dafür ist gemäß Literatur ein RBW-Faktor von 1 zu berücksichtigen.

Überschlägig gilt somit

$$1\ r \mathrel{\hat{=}} 1\ rem.$$

In der Tabelle XXII sind alle Einzelstrahlenbelastungen zusammengefaßt.

Die Ermittlung der Gesamtstrahlenbelastung stellt eine obere Abschätzung dar, so daß auch die davon abgeleiteten Resultate stets als Maximalanforderung zu betrachten sind. Hinzuweisen ist noch auf die Demontage der kontaminierten Hilfs- und Nebenkreisläufe, soweit sich diese im Hilfsanlagengebäude und Abfallager befinden. Kalkuliert man deren Ausbau mit ungefähr 100 % derjenigen Strahlenbelastung, die die Demontage von Hilfs- und Nebenkreisläufen im Reaktorgebäude verursacht - dies erscheint insofern gerechtfertigt, als die Zahl der mit kontaminierten Anlagenteilen beaufschlagten Einheitsräume etwa genauso hoch ist wie im Reaktorgebäude - so erhöht sich die Gesamtstrahlenbelastung auf 9000 rem.

Die Tabelle XXII unterstreicht den überragenden Anteil, den der Abbau der kontaminierten Hilfs- und Nebenkreisläufe an der Gesamtstrahlenbelastung einnimmt. Alle Bemühungen zur Herabsetzung der Strahlenbelastung müssen also vorrangig in diesem Bereich ansetzen.

Tab. XXII:

Gesamtstrahlenbelastung (KWO)

Anlagenteil	Personendosis rem	%
Demontage des Primärkreises:		
Primärleitung	342	7,04
Hauptkühlmittelpumpen	27	0,55
Dampferzeuger	38	0,78
Druckhalter	41	0,84
Druckbehälter	69	1,42
Demontage von Hilfs- und Nebenkreisläufen		
Rohrleitungen	4128	85,0
Pumpen, kleinere Behälter	81	1,67
große Behälter	35	0,72
Abbau des radioaktiven Teils des Biologischen Schildes	96	1,98
Insgesamt im Reaktorgebäude	4857	100
Insgesamt im Hilfsanlagen-gebäude und Abfallager	4143	
Insgesamt im Kernkraftwerk	9000	

3.8.2 Kosten für die Demontage der kontaminierten Anlageteile im Kernkraftwerk Obrigheim

Anhand einer Analyse der Reparaturkosten, verursacht durch Schadensfälle in Kernkraftwerken der Bundesrepublik, ermittelte die Allianz-Versicherungsgesellschaft einen Kostenfaktor von 2000,- bis 5000,- DM je rem Personendosis /25/. Diese Werte beinhalten finanzielle Aufwendungen für Reparaturpersonal, Material und Geräte sowie Strahlenschutz. Kosten für Endbeseitigung sind nur insoweit eingeflossen, als bis Ende des Jahres 1971 Endbeseitigung ausschließlich für kontaminierte Kleidung, Geräte und Kleinteile anfiel.

Die große Spanne in der Kostenangabe liegt in der Erfahrung begründet, daß i.a. Reparaturen in hoch strahlenbelasteten Regionen zu verhältnismäßig aufwendigeren Vorbereitungen zwingen als Reparaturen in niedrig strahlenbelasteten Bereichen. Wegen inzwischen erweiterter Erfahrung und erhöhtem Einsatz an strahlungsmindernden Hilfsmitteln ist in letzter Zeit ein Absinken der Reparaturkosten zu beobachten. Jedoch unterblieben neuere Kostenuntersuchungen für den Zeitraum nach 1971 mangels genügender Anzahl an auswertbaren Vorfällen in Kernkraftwerken.

Ein Ermitteln der Abbruchkosten über obigen Kostenfaktor ist daher etwas problematisch. Einerseits müßte sich der Kostenfaktor wegen der im Mittel schwach radioaktiven zu demontierenden Teile in Richtung auf die untere Kostengrenze zu bewegen, andererseits könnte aber die intensivere Arbeitsüberwachung, der erhöhte Aufwand an Schutzkleidung, die externe Atemluftversorgung und ein Nachlassen der Konzentration bei den Abbrucharbeiten, die sich ja über einen weitaus längeren Zeitraum erstrecken als Reparaturarbeiten, zu verminderter Einsatzeffektivität führen. Eine Kalkulation, basierend auf 5000,- DM/rem entsprechend der Kostensituation des Jahres 1975 dürfte demnach ein Ergebnis erwarten lassen, daß sicherlich keine Kostenunterschätzung darstellt. Letztlich verursacht der vollständige Abbau der radioaktiven Anlagenteile des Kernkraftwerkes Obrigheim eine finanzielle Belastung von höchstens

45 Mio. DM

und unter der Berücksichtigung einer etwa 30 %igen Abweichung vom Maximalwert (siehe Kapitel 1.2 und 1.3)

30 Mio. DM.

4 Endgültige Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile

Das vorstehende Kapitel 3 befaßte sich ausschließlich mit der Demontage und der Entfernung der radioaktiven Anlagen aus dem Reaktorgebäude. In engem Zusammenhang damit steht das Problem ihrer endgültigen Beseitigung. Das heißt weitestgehende, dauerhafte Einengung des Wirkungsbereiches der von den zerlegten Teilen ausgehenden radioaktiven Strahlung derart, daß sie sowohl auf den jetzigen als auch auf zukünftigen Lebensraum des Menschen keinerlei schädlichen Einfluß mehr ausüben kann.

Ohne Zweifel wäre ein "Abladen des radioaktiven Mülls" in die Sonne die bestechendste Lösung, wenn man generell mit dem damit verbundenen Materialverlust einverstanden ist, doch wirtschaftlich ist dies in absehbarer Zeit nicht zu verwirklichen. Daher beschränken sich heute Beseitigungsvorschläge nur auf vollkommenes Abkapseln und sicheres, kontrollierbares Lagern der radioaktiven Materialien in einem nach menschlichen Ermessen nicht lebenswichtigen, normalerweise unzugänglichen und wasserfreien irdischen Terrain (z.B. Salzlagerstätten).

4.1 Oberflächenkontaminierte Anlagenteile

4.1.1 Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreisläufe

Die Rohrleitungsabschnitte waren größtenteils mit anhängender Isolierung in Behälter eingefüllt aus dem Reaktorgebäude gebracht worden. Die Behälterausnutzung ist aufgrund der sperrigen Rohrleitungsabschnitte denkbar gering und steht somit einem wirtschaftlichen Lagern in Salzbergwerken entgegen. Dies bedingt eine vorherige Volumenreduktion durch chemische, thermische oder mechanische Einwirkung.

Während das Paketieren mittels hydraulischem Preßwerkzeug in einem Arbeitsschritt erfolgen könnte, muß bei thermischer (Erschwernis der nötigen Schmelzwärmezufuhr) oder chemischer Verarbeitung (starke Verunreinigung des Reaktionsmittels) zuerst die Isolationsschicht entfernt werden. Ein durchaus ausschlaggebender Nachteil, wenn man unberücksichtigt liesse, daß bei Einsatz eines chemischen Reaktionsmittels der Abtrag der radioaktiven Oberflächenschicht in den Rohrleitungsstücken vollauf genügt. Da die Verwendung von Chemikalien noch einige zusätzliche Vorteile beinhaltet, wie geringeres radioaktives Abfallvolumen und weiter verwendungsfähigen Schrott, könnte sich das Beizen der Rohrleitungsstücke als wirtschaftlich vorteilhaft erweisen.

Mit Hilfe einer groben Näherungsbetrachtung wird versucht, den finanziellen Aufwand, verursacht durch die Endlagerung der zerkleinerten, kontaminierten Hilfs- und Nebenkreislaufsysteme des Kernkraftwerkes Obrigheim im Salzbergwerk Asse abzuschätzen. Ausgangspunkt sind diejenigen Rohrleitungsgewichte, die beim Ausbau der repräsentativen Einheitsräume anfallen.

Konsequenterweise führt nur die Untersuchung sämtlicher Einheitsräume zur genauen Rohrgewichtsangabe. Doch der dafür erforderliche Aufwand an Zeit ist gerade dann, wenn es wie hier genügt, eine nur ungefähre Kostenabschätzung zu treffen, nicht zu vertreten. Legt man dagegen einfachheitshalber die Rohrgewichte der repräsentativen Einheitsräume den weiteren Ermittlungen zugrunde, so ergeben sich am Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim die in Tabelle XXIII eingetragenen Gewichte der kontaminierten Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreislaufsysteme.

Die radioaktiven Rohrleitungen im Hilfsanlagengebäude und Abfallager miteinbezogen, erhöht sich das Gesamtgewicht an kontaminierten Rohrleitungen der Hilfs- und Ne-

Tab. XXIII:

Gewichte der kontaminierten Rohrleitungen

Repräsentativer Einheitsraum	Zahl der Einheitsräume	Rohrgewicht je Einheitsraum kg	Gesamtgewicht kg
I	135	55	7425
II	71	165	11715
III	42	105	4410
IV	58	342	19836
V	45	224	10080
VI	60	161	9660
VII	9	332	2988
INSGESAMT im Reaktorgebäude	420		66114

benkreislaufsysteme im Kernkraftwerk Obrigheim auf rund 140 Tonnen. Letzten Endes kostengünstiger als 200 Liter-Fässer erweisen sich Fässer mit einem Fassungsvermögen von 400 Litern, so daß die Verwendung der größeren Behälter vorzuschlagen ist. Bei der überschlägigen Bestimmung des Gesamtvolumens des radioaktiven Materials darf nicht vergessen werden, daß es sich hier um abgetrennte Rohrleitungen handelt, die mit Krümmungen und Stutzen aufwarten und deshalb sehr viel größeren Raum einnehmen als übereinandergeschichtete Geradrohre. Legt man eine mittlere Nennweite der für Hilfs- und Nebenkreislaufsysteme eingesetzten Rohre zugrunde, so ergibt sich günstigenfalls eine Ausnutzung des Gesamtvolumens durch das Rohrmaterial zu 20 %. Nun ist aber, wie schon erwähnt, die Unregelmäßigkeit der vorliegenden Rohrleitungsteile miteinzubeziehen. Damit übertrifft das Gesamtvolumen das reine Materialvolumen nicht nur um den Faktor 5, sondern eher um den Faktor 7. Daraus resultiert ein Gesamtvolumen von ca. 126 m^3. Mit Hilfe einer hydraulischen Presse kann dieses ursprüngliche Volumen für den Einfüllprozeß formgünstiger und auch unter Berücksichtigung der anhängenden Isolierung auf die

Hälfte reduziert werden. Die Verteilung des radioaktiven Abfallvolumens von nunmehr 63 m^3 auf 400 Liter-Fässer erfordert die Bereitstellung von 158 Rollreifenfässern.

Nach Festlegung der GSF (Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung GmbH, München) darf die maximal zugelassene Aktivität pro Faß für schwachaktiven Abfall nur 5 Curie betragen. Eine Überprüfung des Faßinhaltes hinsichtlich der darin verpackten Aktivität schloß mit dem Ergebnis, daß bei der oben vorgeschlagenen gemischten Einlagerung kontaminierter Rohrleitungen in 400 Liter-Rollreifenfässern diese Grenze in keinem Fall überschritten wird.

Aufgeschlüsselt sind pro Faß folgende Kosten zu veranschlagen:

Materialwert, Lohnkosten und Verladung	260,-- DM
Transport (500 km, 900 kg)	100,-- "
Einlagerung im Salzbergwerk Asse (1000 mr/h, 900 kg)	3700,-- " +)
INSGESAMT je 400 Liter-Faß	4060,-- DM

+) Anmerkung:
Im allgemeinen liegen die Dosisleistungswerte der gemischt eingelagerten Rohrleitungen unter 1000 mr/h.

Nach überschlägiger Abschätzung verursacht die Endlagerung von 158 Behältern, gefüllt mit schwach radioaktiven Abfallstoffen, Kosten in Höhe von rund 650.000,-- DM. Hinzuzurechnen ist der Mehraufwand von ca. 350.000,-- DM für die Anschaffung einer hydraulischen Presse mit größerer Preßkraft. Damit steigt die finanzielle Belastung auf etwa 1 Mio DM.

4.1.2 Ventile, Schieber, Pumpen, Wärmetauscher und kleinere Behälter

Im allgemeinen besitzen diese Gegenstände Abmessungen, die es gestatten, sie im kernkraftwerkseigenen Dekontaminationsbecken zu beizen. Gegen ihre unbehandelte komplette Einlagerung in Salzbergwerken sprechen mehrere Gründe, wie kaum reduzierbare Volumina, mögliche Abtrennung nichtkontaminierter Einzelteile und günstigeres Beizen zerlegter Teile. Praktisch könnten diese Randbedingungen veranlassen, daß schwächer kontaminierte Teile nach dem Beizen als Schrott weiter verwendungsfähig bleiben, während stärker kontaminierte Teile als radioaktive Abfälle ins Salzbergwerk Asse wandern. Eine genaue Verfolgung des Beseitigungsvorganges einzelner Objekte ist wegen fehlender oder ungenügender Angaben nicht durchzuführen. Neueren Literaturbeiträgen über die Dekontamination von Reaktorbauteilen ist zu entnehmen, daß der finanzielle Aufwand für die Dekontamination in Frage kommender Teile "in der Regel 10 bis 20 % des Geräteneuwertes beträgt" /26/. Mit dieser pauschalen Aussage jedoch ist vorsichtig umzugehen, da die Kosten einer Dekontamination sicherlich eindeutiger abhängen von der Größe der kontaminierten Fläche, dem Material und der Bauweise der zu reinigenden Komponenten. Dennoch muß auf diese Angabe zurückgegriffen werden, da genauere Verfahren zur Abschätzung der Dekontaminationskosten wegen fehlender Unterlagen sich nicht anbieten. Aus dieser mißlichen Lage heraus wird unterstellt, daß bei einem Dekontaminationsprozeß Kosten bis zu einer Höhe von 20 % des Komponentenneuwertes auflaufen. Diese schließen nach /26/ Personalkosten, Materialverbrauch, feste und flüssige radioaktive Abfälle, Energiekosten und Strahlenschutz ein.

Obwohl die Vielfalt von Komponenten, die recht unterschiedlichen Anforderungen genügen und infolgedessen auch preislich differieren, zusätzliche Problematik in sich birgt,

sei mit Hilfe von mittleren Neuwerten gleichartiger Komponenten eine grobe Abschätzung der voraussichtlich zu erwartenden Beseitigungskosten erlaubt.

Tab. XXIV:

Neuwert verschiedener kontaminierter Kernkraftwerkskomponenten (gemäß Angaben renommierter Herstellfirmen)

Komponenten	Mittlerer Stückpreis DM	Geschätzte Anzahl der Komponenten	Gesamtwert Mio. DM
Pumpen		43	4,0
Wärmeaustauscher	250.000	12	3,0
Kleinere Behälter		25	1,0
Ventile, Schieber	8.000	ca.500	4,0
INSGESAMT			12,0

Vorstehende Tabelle repräsentiert das Kernkraftwerk Obrigheim. Die Kosten für die Beseitigung aller hier zugeordneten Anlagenteile mit einem Neuwert von rund 12,0 Mio. DM betragen etwa 2,4 Mio. DM.

4.1.3 Hauptkühlmittelleitung und Großkomponenten

Im wesentlichen gilt für diese Anlagenteile die gleiche Art der Beseitigung, wie sie im vorangestellten Kapitel 4.1.2 für kleinere Komponenten beschrieben ist. Aufgrund der großen Komponentenabmessungen ist jedoch anzuraten, diese in zentrale Beizanlagen zu überführen und dort weiter zu behandeln.

Unter Zugrundelegung von 20 % des Neuwertes beläuft sich die finanzielle Belastung für Beseitigung der kontaminierten Großkomponenten des Kernkraftwerkes Obrigheim auf 4,7 Mio. DM.

Tab. XXV:

Neuwert verschiedener kontaminierter Großkomponenten von Kernkraftwerken

Komponenten	Mittlerer[+)] Stückpreis Mio. DM	Anzahl[+)] der Komponenten	Gesamtwert Mio. DM
Dampferzeuger	5 (10)	2 (4)	10
Hauptkühlmittel-pumpe	33	2 (4)	6
Druckhalter	3 (3,5)	1	3
Hauptkühlmittel-leitung	1,5 (2)	2 (4)	3
Druckhalter-abblasetank	0,5	1	0,5
Abwassersammel-behälter	0,125	8	1,0
INSGESAMT:			23,5

4.2 Neutronenaktivierte Anlagenteile

Im Gegensatz zu den kontaminierten Bauteilen eines Kernkraftwerkes, deren nur oberflächlich radioaktive Schicht ablösbar ist, zeichnen sich die neutronenaktivierten Bauteile durch eine mehr oder weniger starke Radioaktivität des gesamten Materials aus. Sie müssen infolgedessen restlos eingelagert werden.

4.2.1 Druckgefäß mit Einbauten

Aus der numerischen Neutronenaktivierungsrechnung ergab sich, daß das Druckgefäß und die Einbauten Anlagenteile darstellen, die sich durch die höchsten Einzeldosisleistungen in einem stillgelegten Kernkraftwerk auszeichnen. Dennoch kann daraus nicht die Schlußfolgerung gezogen werden, daß

diese Teile wegen ihrer Strahlung unbedingt im Salzbergwerk Asse abzulagern sind. Denn einmal ist die spezifische Aktivität des Druckbehälters bzw. der Einbauten keineswegs überwältigend hoch, und zum anderen erfordert eine Endlagerung im Salzbergwerk Asse die Zerkleinerung dieser Teile. Das hat zur Folge, daß neben den bereits in Kapitel 3.6.4 beschriebenen Nachteilen (Schwierigkeiten bei der Anwendung üblicher Schneidverfahren, umfangreiche Hilfsmaßnahmen, hoher Zeitaufwand, zusätzliche Strahlenbelastung) auch die Lagerkapazität von Asse durch Einlagerung dieser Teile beschnitten wird. Zudem ist nicht einzusehen, daß es einer einmal im Material fixierten Aktivität, beim Zerschneiden der radioaktiven Komponenten teilweise freigesetzt, auf diese Weise wiederum ermöglicht wird, zu einer Gefährdung der Umgebung beizutragen.

Dagegen ermöglicht eine in unmittelbarer Nähe des stillgelegten Kernkraftwerkes unterirdisch angelegte und wasserdicht ausgeführten Betonkaverne den Druckbehälter mit Einbauten komplett einzulagern, alle Sicherheitsansprüche zu erfüllen und Transportwege einzusparen. Sie stellt infolgedessen eine durchaus sinnvolle und wirtschaftliche Lösung zur Beseitigung des Druckbehälters mit Einbauten dar. Übrigens ist dieser Weg der Deponierung beim Austausch des Reaktordruckbehälters des Reaktors Diorit I (1970/72) beschritten worden /27/.

Die Druckbehälterabmessungen geben die erforderliche Grösse der Kaverne vor. Das ins Auge gefaßte Bauwerk entspricht einem geschlossenen, quaderförmigen Baukörper, dessen Oberkante Decke 4 Meter unter der Erdoberfläche zu liegen kommt. Nach Einlagerung des Druckbehälters wird die oben offene Kaverne mit 40 cm starken Betonfertigteilen überdeckt und anschließend eine 80 cm dicke Normalbetonschicht in Ortbetonausführung darübergelegt.

Tab. XXVI:

Angaben zur Betonkaverne
für die Einlagerung des Druckbehälters (KWO)

Lichte Abmessungen:	
Breite	7,8 m
Länge	11,0 m
Höhe	7,2 m
Allseitige Wandstärke:	1,0 m
Deckenwandstärke:	0,8/0,4 m
Material:	
Normalbeton	2,2 g/m^3
Fassungsvermögen:	618 m^3

Die Ermittlung der Kavernenkosten basiert auf folgenden Randbedingungen:

- keine Kontrollschächte (allseitig geschlossener Körper).
- 4 m Erdüberdeckung (aus rolligem, verdichteten Bodenmaterial) bieten ausreichende Sicherheit bei Flugzeugabsturz.
- Standsicherheit für in Deutschland zu erwartende Erdbeben (0,3 g) ist gewährleistet.
- Maximaler Grundwasserstand bis Erdoberfläche.
- Bauwerk ganz isoliert.
- Bewehrung der Kaverne so ausgelegt, daß Rißbreiten äußerst gering gehalten werden.
- Äußere Grundwasserabdichtung durch wasserdruckhaltende bituminöse Abdichtung (DIN 4031).

Die aus der Belastung gewonnene Kavernenwandstärke von 1 m reicht zur Gammastrahlenabschirmung völlig aus. Dagegen ist das Betonieren des Kavernenabschlusses trotz aufgelegter Betonfertigteile anfangs mit einigen rem/h (KWO) belastet. Um auch diese Reststrahlung zu vermeiden, müßte der Zwischenraum zwischen Druckbehälter und Kavernenwand z.B. mit Sand ausgefüllt werden. Anstelle des Sandes könnten diesen Zweck

ebenso schwach radioaktive Bruchstücke des abgebauten neutronenaktivierten Biologischen Schildes erfüllen, wenn die etwas stärker strahlenden Teile zuunterst angeordnet werden. Die Dosisleistung beträgt dann an der Oberfläche der Kavernenfüllung etwa 65 mrem/h und fällt nach Abdekkung der Kaverne mit den Betonfertigteilen auf einen ungefährlichen Wert ab.

Völlig unbegründet ist die Befürchtung einer unstatthaften Erwärmung des Druckgefäßes durch Energieabsorption bei Abschwächung der durch radioaktiven Zerfall entstehenden Gammastrahlung. Dies weist eine Überprüfung der Gammastrahlen-Aufheizung der Druckbehälterwand eindeutig nach. Aufgrund ausbleibender Erwärmung ist das Überziehen des Druckbehälters mit einer Bitumenschicht, um Rostfraß zu vermeiden, durchaus anzuraten.

Für eine solcherart durchgeführte Endlagerung des Druckbehälters müssen Kosten in Höhe von 1,2 Mio DM eingeplant werden.

4.2.2 Neutronenaktivierter Teil des Biologischen Schildes

Wegen der Emission von Gammastrahlung sind die Betonbruchstücke wie anderer radioaktiver Abfall zu behandeln und evtl. im Salzbergwerk Asse einzulagern. Voraussetzung ist die Umfüllung in übliche Ablagerungsbehälter. Gegen die hierbei zu erwartende Staubentwicklung und der damit verbundenen Aerosolaktivität hilft das Besprühen mit Staubbindemitteln. Trotzdem sollte diese Umfüllung nur in einem gegen die Umgebung dicht abgeschlossenen Raum, z.B. Dekontaminationsraum, mit Hilfe geeigneter Umfülleinrichtungen geschehen. Im Rahmen der Demontage radioaktiver Bestandteile des Kernkraftwerkes Obrigheim läge die Beseitigung

von etwa 82 m^3 Abschirmbeton aus dem neutronenaktivierten Teil des Biologischen Schildes an. Durch das Auseinandersprengen des Betons und Einfüllen in vorgegebene Transportgefäße wird ein um den Faktor 2 höheres Aufnahmevolumen von ca. 164 m^3 notwendig. Das bedeutet, wenn man wiederum Fässer mit einem Fassungsvermögen von 0,4 m^3 vorsieht, insgesamt ein Kontingent von 410 Fässern. Die Materialkosten, Lohnkosten und Verladung betragen pro Faß 260,-- DM und die anteiligen Transportkosten (500 km) etwa 70,-- DM. Die Einlagerungskosten sind gestaffelt nach äußerer Dosisleistung und Gewicht. Voraussichtlich fallen 140 Fässer (= 500 mr/h; 640 kg) mit Einlagerungskosten von 1030,-- DM je Faß und 270 Fässer (= 100 mr/h; 640 kg) mit Einlagerungskosten von 160,-- DM je Faß an. Demnach muß für die Einlagerung der radioaktiven Betonbruchstücke im Salzbergwerk Asse mit Kosten in Höhe von 300.000,-- DM gerechnet werden.

Eine Überprüfung wies nach, daß die in die Fässer eingelagerte Aktivität den zulässigen Wert von 5 Curie für schwach radioaktiven Abfall nicht überschreitet.

Diese Kosten verringern sich wesentlich, wenn man die zur Ablagerung des Druckbehälters erstellte Kaverne auch für die Einlagerung der radioaktiven Betonbruchstücke nutzt. Eine kritische Situation entsteht bei der Entleerung der mit Bruchstücken gefüllten Transportwanne in die Kaverne, wegen der Gefahr der Freisetzung von radioaktivem Staub. Doch könnte der Zusatz von Staubbindemitteln oder das Befeuchten des Schüttgutes eine Gefährdung der Umgebung ausschließen. Für diese Art der Endlagerung dürften keine nennenswerten Kosten anfallen.

4.3 Gesamtkosten für die endgültige Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile

Wird der jeweils kostengünstigste Weg zur Beseitigung der

radioaktiven Anlagenteile nach dem Ausbau aus dem Kernkraftwerk beschritten, so führt die Zusammenfassung aller Einzelposten zu folgendem, auf das Beispiel Obrigheim zutreffenden Ergebnis:

Tab. XXVII:

Gesamtkosten für die endgültige Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile

Anlagenteil	Kosten Mio. DM
Primärleitungen und Großkomponenten	4,7
Druckbehälter	1,2
Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreisläufe	1,0
Komponenten der Hilfs- und Nebenkreisläufe	2,4
INSGESAMT	9,3

5 Sonstige finanzielle Aufwendungen durch die Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken

Neben die bereits ermittelten Ausbau- und Beseitigungskosten der radioaktiven Anlagenteile treten eine Reihe weiterer kostenträchtiger Leistungen, die in engem Zusammenhang mit der vollkommenen Demontage eines Kernkraftwerkes stehen.

5.1 Planungs- und Schulungskosten

Bevor ein solch umfangreiches und schwieriges Projekt wie die Demontage eines stillgelegten Kernkraftwerkes in Angriff genommen werden kann, muß eine detaillierte Abrißplanung und gründliche Schulung der für den praktischen Einsatz vorgesehenen "Demonteure" vorliegen, um von vornherein eine kostengünstige und wenig strahlenbelastende Methode zu treffen.

Planung und Organisation der Beseitigung des stillgelegten Kernkraftwerkes obliegt einem Team von 19 fachlich vorgebildeten Personen. Die Planungsgruppe untersteht einem verantwortlichen Leiter (Jahresverdienst ca. 60.000.-- DM). Bearbeitet werden 9 voneinander getrennte Aufgabenbereiche (Dekontamination, Eignung von Schneidverfahren, Sprengung, Ausbau der radioaktiven Anlagenteile aus dem Reaktorgebäude, Probleme der Endbeseitigung, Überwachung von Ausbau und Endbeseitigung, Ausbildung der Demonteure, Kalkulation, Kontakt zum Ministerium) von jeweils 2 gleichberechtigten Mitarbeitern (Jahresverdienst ca. 50.000,-- DM). Während einer geschätzten Demontagezeit (Planungszeitraum inbegriffen) von 2 1/2 Jahren belaufen sich die Personalkosten auf 2,25 Mio. DM. Die Gesamtkosten für Planung und Organisation erreichen unter Berücksichtigung weiterer Sachkosten (10 % der Personalkosten) eine Höhe von etwa 2,5 Mio. DM.

Aus einer Gesamtdemontagedosis von 9000 rem (KWO) unter Einbeziehung der gesetzlich festgelegten maximalen Jahresdosis von 5 rem je Person und einer Demontagedauer von 2 1/2 Jahren resultiert die Forderung der Ausbildung von mindestens 720 Facharbeitern für den praktischen Einsatz im radioaktiven Bereich. Eine dreimonatige Schulung der Demonteure mit einem durchschnittlichen Jahreseinkommen von 40.000,-- DM je Person führt zu reinen Personalkosten in Höhe von 7,2 Mio. DM. Hinzuzurechnen sind weiterhin Auslagen für Anschauungsmaterial, praktische Übungsmöglichkeiten und sonstige Betriebsmittel. Insgesamt sollte ein Betrag von 1,5 Mio. DM (20 % der reinen Personalkosten) ausreichend bemessen sein.

5.2 Abbau des konventionellen Bauteiles eines stillgelegten Kernkraftwerkes

Die Erfahrungen beim Abriß konventioneller Kraftwerksanlagen bestätigen, daß der erzielbare Schrottwert die Abbaukosten nichtradioaktiver Anlagenteile voll abdeckt. Somit wird nur der bauliche Teil des Reaktorgebäudes einer genaueren Betrachtung unterworfen. Für Hülle, Fundament und Räume des Reaktorgebäudes des Kernkraftwerkes Obrigheim wurden insgesamt ca. 15.000 m^3 Beton verbaut. Wegen geringerer Kosten wird das Zerstören der Betonstrukturen mittels Sprengen vorgeschlagen. Allgemein sind dabei Kosten von 13,-- DM je Meter Bohrlochlänge zu veranschlagen. Jedoch erzwingt das Vorhandensein recht unterschiedlicher Wanddicken eine speziell auf diese Verhältnisse abgestimmte, zugeordnete Aufschlüsselung der Betonvolumina. Über die jeweiligen Wanddicken, Betonvolumina und Anzahl der Bohrlöcher je m^2 Betonfläche (4 Bohrungen je m^2 angenommen) ergeben sich die dazugehörigen Bohrlängen (siehe Tabelle XXVIII).

Tab. XXVIII:

Gesamtbohrlänge für die Sprengung der Betonstruktur des Reaktorgebäudes (KWO)

Betonwandstärke m	Volumen m^3	Fläche m^2	Anzahl der Bohrungen	Gesamtbohrlänge m
0,3	2750	9170	36680	11000
0,6	2230	3720	14880	8900
0,8	960	1200	4800	3800
1,0	320	320	1280	1300
1,5	1410	940	3760	5600
1,85	760	410	1640	3000
2,0	730	370	1480	3000
3,0	5840	1950	7800	23400

Auf die Möglichkeit der variierbaren Flächenbelegung mit Bohrlöchern soll hier nicht weiter eingegangen werden. Die einfache Multiplikation der Gesamtbohrlochlänge mit dem Kostenfaktor erbringt als Resultat den finanziellen Aufwand für die Sprengung des gesamten Bauwerkes, nämlich 780.000,-- DM. Nimmt man zudem an, daß das Betonbruchstückvolumen das Festbetonvolumen um 50 % übertrifft, so müssen Deponien mit einem Fassungsvermögen von insgesamt 22500 m^3 vorhanden sein. Zwei Drittel des anfallenden Betonschutts könnten als Füllmaterial für die Reaktorgebäudegrube bis zum ebenerdigen Abschluß Verwendung finden. Für die restlichen 7500 m^3 mit einem Gewicht von 11.500 t kommt im allgemeinen nur das Ablagern in einer öffentlichen Mülldeponie in Betracht. Diese Dienstleistung wird mit 90.000,-- DM voll abgegolten (Transportgebühr 95,-- DM/ 7 m^3, Kippgebühr 2,-- DM/t). Demnach sind für den Abriß der nicht radioaktiven Betonstrukturen des Reaktorgebäudes des Kernkraftwerkes Obrigheim finanzielle Mittel von rund 900.000,-- DM bereitzustellen.

Andere Bauten, wie Hilfsanlagengebäude, Maschinenhaus usw.

sind unberücksichtigt, da sie eventuell für andere Zwecke nutzungsfähig bleiben.

5.3 Zusammenfassung aller finanziellen Aufwendungen beim Abbau eines Kernkraftwerkes

Alle bislang ermittelten Angaben beziehen sich auf die Beseitigung eines über 40 Jahre lang betriebenen Kernkraftwerkes, dessen Demontage ein halbes Jahr nach Stillegung beginnen soll. Die absoluten Kostenangaben selbst sind lediglich repräsentativ für das Kernkraftwerk Obrigheim. Jedoch lassen sich Vorgehensweise und Ermittlungsverfahren ebenso auf andere Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren anwenden.

Die vollständige Beseitigung des Kernkraftwerkes Obrigheim müßte auf der Preisbasis des Jahres 1975 den Betreiber voraussichtlich mit einem Betrag von rund 65 Mio. DM belasten.

Tab. XXIX:

Zusammenfassung aller Einzelbeträge bei der Beseitigung eines stillgelegten Kernkraftwerkes (KWO)

Kostenart	Betrag Mio. DM
Planungskosten	2,5
Ausbildungskosten	8,7
Demontagekosten für radioaktive Anlagen	45,0 (30,0)
Endlagerung radioaktiver Anlagen	9,3
Gebäudeabbruch	0,9
GESAMTKOSTEN	66,4 (51,4)

Der herausgestellte Betrag von 66,4 Mio. DM ist als pessimistische Abschätzung zu verstehen und zu behandeln. Er kann eine Abweichung um 15 Mio. DM auf rund 51,4 Mio. DM erfahren.

6 Alternativlösungen zur Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken

Aus der Sicht des Betreibers von Kernkraftwerken ist die alsbaldige Demontage der Anlage mit hohen Kosten verbunden, wenngleich der bereits genehmigte Standort, weiter verwendungsfähige Gebäude und Einrichtungen sowie eine möglicherweise kurzfristigere Inbetriebnahme einer neuen Reaktoranlage vorteilhaft zu Buche schlagen.

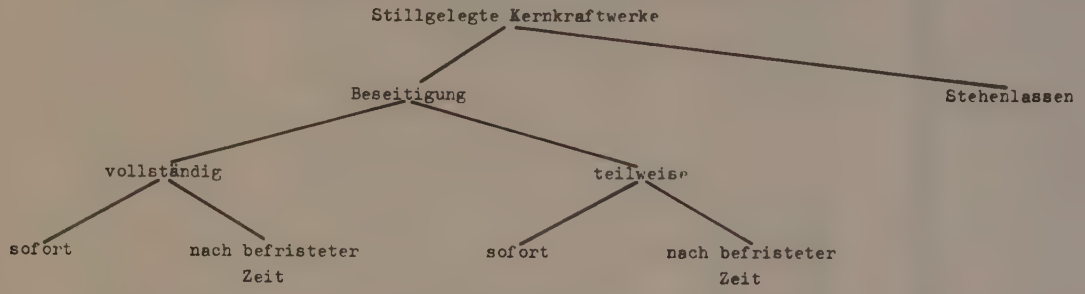
Ist man jedoch nicht unbedingt auf das bebaute Gelände angewiesen, so hat man grundsätzlich (mit Einverständnis des Gesetzgebers) die Wahl, das ausgediente Kernkraftwerk stehen zu lassen, natürlich unter entsprechenden Sicherheitsmaßnahmen, oder es erst nach einer längeren Ruhezeit zu beseitigen. Über generell verfügbare Möglichkeiten zur Behandlung stillgelegter Kernkraftwerke gibt nachfolgende Behandlungs- und Kostenübersicht Auskunft. Es sind sowohl fixe als auch zeitlich veränderliche Kosten angeführt. Das kostengünstigste und personaleinsparende Vorgehen läßt sich deshalb nur über eine Optimierung feststellen.

Der Einfachheit halber sei angenommen, daß die Zinserträge durch Verzinsung des bereitzustellenden Betrages über die Teuerungsrate ausgeglichen werden. Dann sind Zinserträge und Teuerungsrate in diesem Zusammenhang bedeutungslos.

6.1 Stehenlassen des ausgedienten Kernkraftwerkes

Es ist zwar nicht anzunehmen, daß unsere hochindustrialisierte Gesellschaft ein Stehenlassen von funktionsuntüchtigen Kernkraftwerken befürwortet, trotzdem wird hier kurz auf dabei anstehende Probleme eingegangen.

Übersicht über mögliche Behandlung von stillgelegten Kernkraftwerken mit Gegenüberstellung der jeweiligen Aufwendungen und Einsparungen



Aufwand	Einsparung	Aufwand	Einsparung	Aufwand	Einsparung	Aufwand	Einsparung	Aufwand	Einsparung
Planung Ausbildung Demontage Endlagerung Gebäudeabbruch	bewilligter Standort	Verschluß Überwachung Planung Ausbildung Demontage Endlagerung Gebäudeabbruch	bewilligter Standort	Planung Ausbildung Demontage Endlagerung Gebäudeabbruch		Verschluß Überwachung Planung Ausbildung Demontage Endlagerung Gebäudeabbruch		Verschluß Überwachung	

Normalerweise ist nicht zu befürchten, daß eine stillgelegte Kernkraftwerksanlage der Bevölkerung gefährlich werden kann. Andererseits aber ist eine Zerstörung durch interne oder externe Einwirkung nicht völlig auszuschließen. Insofern stellen die betroffenen Gebäude wegen der beherbergten, allerdings mit der Zeit abklingenden Radioaktivität noch über einige Jahrzehnte nach Stillegung hinweg einen gewissen Risikofaktor dar. Während gegen äußere Einwirkung kein vollkommener Schutz gewährleistet ist, muß zumindest einem gewollten oder ungewollten Eindringen in die Sperrzone Einhalt geboten werden. Dieser Forderung entspricht ein endgültiger Verschluß aller überflüssig gewordenen Gebäudeöffnungen und eine permanente Bewachung der Kernkraftwerksanlage. Allerdings sollten vor dem endgültigen Verschluß folgende Maßnahmen getroffen werden:

- Entleerung sämtlicher Kreislaufsysteme und Komponenten (eventuell zusätzliches Austrocknen der Rohrleitungen mit Warmluft).
- Ausbau von verwendungsfähigen oder gewinnbringend zu veräußernden Teilen (Elektromotoren, Meßeinrichtungen usw.).
- Absichern der Funktionsfähigkeit verschiedener Kraftwerkseinrichtungen (Gebäudekran, Beleuchtung, Belüftung).
- Soweit nicht schon vorhanden, Installation von Überwachungseinrichtungen (Feuchtigkeitsmesser, Temperaturfühler, Schleusenüberwachung).

Das Verschließen der Zugänge zum Sperrbezirk kann entweder durch Mauerwerk oder bei vorhandenen Stahlelementen durch Festschweißen geschehen. Beim Kernkraftwerk Obrigheim könnte man in einem solchen Falle davon ausgehen, daß im Hilfsanlagengebäude sämtliche Türöffnungen und Rohrkanäle, die den Zutritt zum Strahlungsbereich gestatten, mit Hilfe von Mauerwerk verschließbar sind. Ebenfalls zutreffend wäre

dies für den ebenerdigen Zugang zum Abfallager und die beiden Kabelkanäle, die vom Reaktorgebäude zum Schaltanlagengebäude führen. Alles in allem müßten dafür etwa 70 m^2 Mauerwerk erstellt werden.

Soll kontrollierter Zutritt zum Reaktorgebäude allein über den Durchgang durch die Personenschleuse gegeben sein, so bedingt dies andererseits eine Arretierung der hydraulisch betätigten Materialschleuse und der direkt daneben befindlichen handbetätigten Notschleuse.

Ein auf geschilderte Art vorgenommener Verschluß der betroffenen Bauten des Kernkraftwerkes Obrigheim, nämlich Reaktor-, Hilfsanlagengebäude und Abfallager, dürfte Kosten noch unter 100.000,-- DM verursachen.

Für die Überwachung der stillgelegten Anlage rund um die Uhr müßten drei Personen (je 8-Stunden-Schicht) genügen. Eine Person beaufsichtigt ständig die elektronischen Überwachungsorgane, während zwei weitere Personen turnusmäßig Kontrollgänge unternehmen. Die jährlichen Aufwendungen belaufen sich bei einem üblichen Stundensatz von 20,-- DM je Person auf insgesamt 530.000,-- DM.

6.2 Vollständige Beseitigung des Kernkraftwerkes nach befristeter Ruhezeit

Der ausschlaggebende Effekt, der längere Ruhezeiten für Betreiber und Gesetzgeber gleichermaßen attraktiv machen könnte, ist der zeitliche Abfall der Radioaktivität in den kontaminierten und neutronenaktivierten Anlagenteilen eines Kernkraftwerkes.

Die Abbildung 8 zeigt das zeitliche Verhalten der Dosisleistung an der Druckbehälteraußenwand des Kernkraftwerkes

Obrigheim. Die Annahme, daß dieser Dosisleistungsverlauf ganz allgemein das zeitliche Nachlassen der Radioaktivität im Kernkraftwerk beschreibt, erscheint insofern gerechtfertigt, als sich in den Kontaminationsschichten im wesentlichen die gleichen radioaktiven Atomkerne wiederfinden wie in der Druckbehälterwand, und mit zunehmender Zeit das Isotop Co^{60} ohnehin die beherrschende Rolle übernimmt. Der Verlauf dieser Kurve beweist, daß eine spürbare Reduzierung der Strahlenbelastung und damit verbundener Einsparung an Personen und Kosten bei der Demontage der radioaktiven Anlage bereits nach Ablauf von einigen Jahren eintreten dürfte. Andererseits stellt sich heraus, daß nach einer Wartezeit von 53 Jahren die Dosisleistung um den Faktor 10^4 zurückgeht. Dies bedeutet eine Dosisleistung unter 1 mrem/h bei allen denjenigen radioaktiven Anlagenteilen und Komponenten, deren anfängliche Strahlenleistung im rem-Bereich lag. Unter diese Gruppe fallen alle Primär-, Hilfs- und Nebenkreislaufsysteme mit Komponenten, die somit ungefährdeten Zugang erlauben. Um auch den Druckbehälter mitsamt Interna des Kernkraftwerkes Obrigheim unter diesen Strahlungspegel von 1 mrem/h zu zwingen, bedarf es allerdings einer Ruhezeit von etwa 90 bis 130 Jahren.

Das zeitlich gegensätzliche Verhalten verschiedener Kosten (Beseitigungs- bzw. Überwachungskosten) eröffnet die Chance, einen Zeitpunkt abzuwarten, zu dem ein stillgelegtes Kernkraftwerk unter verminderter Strahlenbelastung und günstiger Kostensituation abzubauen ist. Dies soll am Objekt des Kernkraftwerkes Obrigheim erläutert und nachgewiesen werden.

Das zeitliche Verhalten der Beseitigungskosten unter dem Aspekt einer veränderlichen Frist zwischen Stillegung und Demontagebeginn eines ausgedienten Kernkraftwerkes kann durch nachfolgende Überlegungen weitgehend abgeschätzt werden. Wegen abklingender Radioaktivität verringern sich,

allerdings in unterschiedlichem Maße, die Intensität der Strahlung und der Umfang an radioaktiven Anlagenteilen. Während die Demontagedosis und über den eingeführten Kostenfaktor die Demontagekosten dem zeitlichen Abfall der Dosisleistung von Anfang an folgen, geht der Umfang an radioaktiven Anlagenteilen durch Absinken der Strahlungswerte unter die Grenze von 0,1 mrem/h (praktisch nicht mehr radioaktiv), erst nach 50 Jahren merkbar zurück. Folgerichtig wird sich eine annähernd gleichbleibende Relation zwischen Demontagedosis und -kosten allerdings nur während der ersten Jahrzehnte beobachten lassen, da ja in den Kostenfaktor nicht nur die strahlenexponierten Arbeitszeiten Eingang finden. Zwar gilt, daß die Demontage höher radioaktiver Anlagenteile sorgfältigerer Vorbereitung bedarf als die Demontage geringer radioaktiver Anlagenteile, jedoch nicht über die gesamte Bandbreite der Dosisleistung. Es ist leicht einzusehen, daß im Bereich niedriger Strahlungswerte der Anteil der strahlenbelasteten Arbeiten am Gesamtaufwand an Bedeutung verlieren muß. Zu welchem Zeitpunkt diese Tatsache nennenswerte Auswirkung auf den Kostenverlauf hat, kann ohne gründliche Untersuchung, und dazu fehlt es an notwendigen Daten, nicht angegeben werden. Es erscheint aus diesem Grunde nicht sinnvoll, das von der befristeten Ruhezeit abhängige Verhalten der Beseitigungskosten über einen Zeitraum von 30 Jahren hinaus zu verfolgen. Für diesen Zeitraum sei allerdings eine proportinale Beziehung zwischen Demontagedosis und Demontagekosten zutreffend.

6.2.1 Abhängigkeit der Demontagekosten von veränderlicher Ruhezeit (Abbildung 33)

Wie vorstehend erwähnt, soll die Abhängigkeit der Demontagekosten von der Demontagedosis während der ersten 30 Jahre durch den konstanten Kostenfaktor von 5000,-- DM/rem gegeben sein. Die Demontagekosten folgen dann in analoger Weise dem zeitlichen Absinken der Dosisleistung.

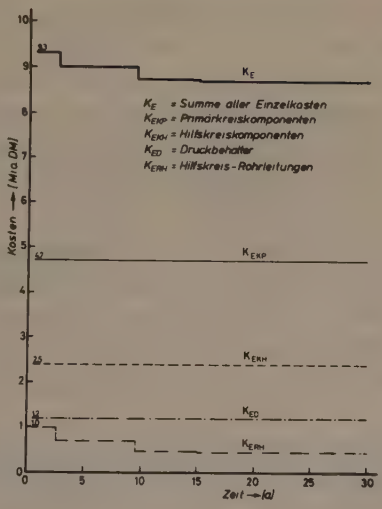


Abb. 32:

Abhängigkeit der Endbeseitigungskosten von radioaktiven Anlagenteilen des KWO von veränderlicher Ruhezeit des stillgelegten Kernkraftwerkes

6.2.2 Abhängigkeit der Endbeseitigungskosten von veränderlicher Ruhezeit (Abbildung 32)

Die Endbeseitigungskosten setzen sich aus der Endbeseitigung verschiedener radioaktiver Anlagenteile zusammen.

Rohrleitungen aus Hilfs- und Nebenkreisläufen. Veränderliche Ruhezeiten eines stillgelegten Kernkraftwerkes haben zur Folge, daß mit längeren Ruhezeiten die radioaktive Strahlung der kontaminierten Rohrleitungen aus den Hilfs- und Nebenkreislaufsystemen nachläßt. Da die Einlagerungsgebühren in das Salzbergwerk Asse nach äußerer Dosisleistung gestaffelt sind, ergibt sich hierüber eine Änderung der Endbeseitigungskosten. Innerhalb der betrachteten 30 Jahre ist jedoch noch nicht zu erwarten, daß der Umfang an radioaktiven Rohrleitungen durch Absinken der Strahlung

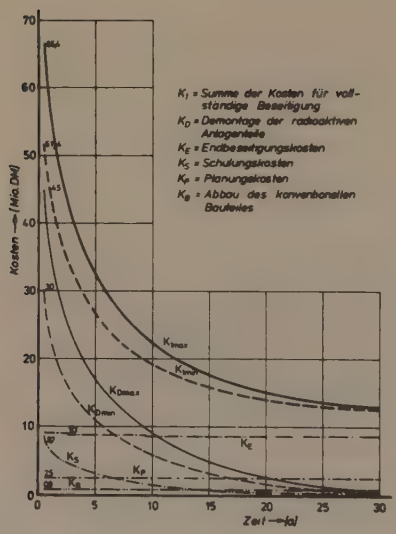


Abb. 33:

Abhängigkeit der Einzelkosten für vollständige Beseitigung des KWO von veränderlicher Ruhezeit des stillgelegten Kernkraftwerkes

einzelner Rohrleitungen auf einen unbedenklichen Wert merkbar zurückgeht.

Kleine und große radioaktive Komponenten. Was das Beizen kleiner und großer kontaminierter Komponenten anbelangt, kann nicht angegeben werden, in welcher Weise sich die Beizkosten mit abnehmender Oberflächenstrahlung vermindern. Deshalb gelte für die ersten 30 Jahre eine konservative Abschätzung, nämlich über diesen Zeitraum annähernd gleichbleibende Beizkosten.

Druckgefäß mit Einbauten und radioaktiver Teil des Biologischen Schildes. Unter Beibehaltung der Kavernenablagerung von Druckbehälter, Einbauten und radioaktiven Betonbruchstücken bleiben die dafür veranschlagten Kosten konstant.

6.2.3 Abhängigkeit der sonstigen Kosten von veränderlicher Ruhezeit (Abbildung 33).

Planung und Organisation. Die Aufwendungen für Abbruchplanung und -organisation werden sich kaum ändern, solange Haupt-, Hilfs- und Nebenkreislaufsysteme mit den jeweiligen Komponenten noch als radioaktiv gelten (Dosisleistung über 0,1 mrem/h). Deshalb seien unveränderte PLanungskosten über den Zeitraum von 30 Jahren vorausgesetzt.

Ausbildung. Der Verlauf der Gesamtdemontagedosis und die maximal zulässige Strahlenbelastung pro Jahr und Person geben die Zahl der für den Abbruch notwendigen Demonteure vor. Die Schulungskosten nehmen etwa proportional der Zahl der Auszubildenden und somit gemäß der Demontagedosis ab.

Abbau des konventionellen Bauteils. Der Abbruch der nicht strahlenbelastenden Betonstrukturen bleibt von der abklingenden Radioaktivität unbeeinfluß und infolgedessen in konstanter Betragshöhe erhalten.

Entscheidet man sich für ein befristetes Stehenlassen des ausgedienten Kernkraftwerkes, so erwächst andererseits aus der permanenten Überwachung der Kernkraftwerksanlage eine zeitlich linear ansteigende finanzielle Belastung. Hinzu addiert sich noch eine einmalige Ausgabe für den sicheren Verschluß der die radioaktiven Anlagenteile umschliessenden Gebäude. Die Kostensumme (Abbildung 34) gibt schließlich Auskunft über den Zeitpunkt, der es gestattet, das ausgediente Kernkraftwerk unter Bedingungen abzubrechen, denen sowohl geringe Strahlenbelastung des ausführenden Personals als auch verminderte Kosten zugrundeliegen. Das Kernkraftwerk Obrigheim wäre beispielsweise nach einer Ruhezeit von etwa 15 bis 18 Jahren nach Stillegung vorteilhaft abzubrechen. Auf der Preisbasis 1975 würde dafür ein Betrag zwischen 25 und 26 Mio. DM hinreichen.

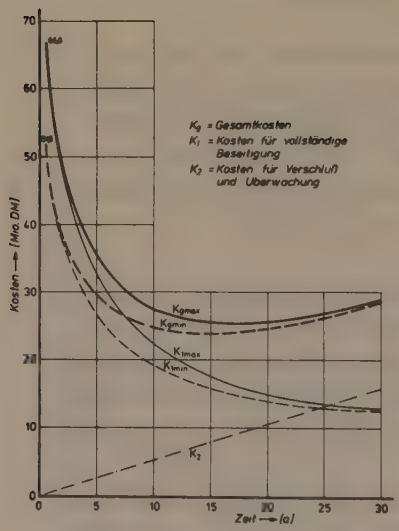


Abb. 34:

Abhängigkeit der Gesamtkosten für vollständige Beseitigung des KWO von veränderlicher Ruhezeit des stillgelegten Kernkraftwerkes

Vielleicht bedeutsamer noch ist die Erkenntnis, daß in diesem Falle lediglich 37 bis 56 Demonteure (Demontagedauer insgesamt 2,5 a) mit einer maximalen Strahlendosis von 5 rem/a zu belasten wären.

6.3 Teildemontage eines Kernkraftwerkes

Ob eine Teildemontage des Reaktorgebäudes eines stillgelegten Kernkraftwerkes sich anbietet, ist im jeweiligen Falle zu überprüfen. Doch sollten zumindest folgende Voraussetzungen gegeben sein:

Ausreichend tiefe Gründung des Reaktorgebäudes, möglicher Verzicht auf bereits erworbenes, erschlossenes und bewilligtes Kraftwerksgelände, dichte Verschließbarkeit des verbleibenden Gebäuderestes.

Offensichtlich länge eine solche Teildemontage gerade beim Kernkraftwerk Obrigheim auf der Hand, was der Gebäudequerschnitt in Abbildung 35 verdeutlicht. Demzufolge liegt die Sohle des Reaktorgebäudes etwa 15,5 m und der obere Abschluß des Druckbehälters immer noch ca. 2 m unterhalb der Erdoberfläche. Einigt man sich dahingehend, daß das Reaktorgebäude ebenerdig abgeräumt werden soll und der Druckbehälter im Gebäuderest verbleibt, so ergeben sich daraus Vorteile gegenüber einer vollständigen Beseitigung des Reaktorgebäudes.

Der nur teilweise Abbruch des Reaktorgebäudes wirft dennoch einige Probleme auf. Nach Ausbau aller über Null-Niveau angeordneter Anlagenteile kann der darunter liegende, ver-

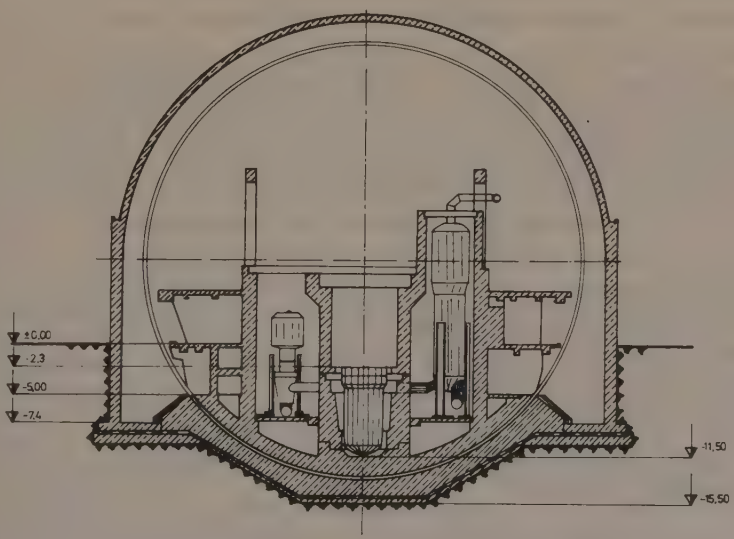


Abb. 35: Querschnitt durch das Reaktorgebäude des KWO

bleibende Gebäuderest mit Hilfe einer Betondecke nach oben abgeschlossen werden. Infolgedessen bleibt das Abreißen der über die Abschlußdecke hinausragenden Betonstrukturen von Strahlung unbeeinflußt und die Begehbarkeit aller im Gebäuderest verbliebenen Kammern gewährleistet, weil ein Abstürzen abgesprengter Wandteile in den unteren Gebäudebereich ausgeschlossen ist. Allerdings behindern gerade im zentralen Bereich des Reaktorgebäudes hochstrebende Betonwände das Einziehen der Abschlußdecke. Unter Einsatz von Sauerstofflanzen muß eine Reihe von Ein- oder Durchbrüchen geschaffen werden, die als Auflager der Abschlußdecke dienen können. Vorteilhaft wegen rascher Strahleneindämmung wirkt sich das Abdecken des zentralen Gebäudebereichs mit Betonfertigbauteilen aus. Dem Fertigstellen der Abschlußdecke mit Ortbeton folgt das von innen nach außen fortschreitende Absprengen der überstehende Betonwände. Hier ist darauf zu achten, daß die Sprengung in einer Art und Weise abgewickelt wird, die in keinem Falle Trümmergrößen erzeugt, welche durch ihr Herabstürzen die Abschlußdecke dynamisch überbelasten. Ein anschließendes Abräumen der Bruchstücke ist erforderlich, um die Abschlußdecke mit einer wasserundurchlässigen Isolationsschicht überziehen zu können. Darüber kommt eine dünne Betonschutzdecke zu liegen. Danach kann der Betonschutt so verteilt werden, daß eine entsprechende Hügelform über dem begrabenen Gebäuderest entsteht oder auch andernorts abgelagert werden, falls die ebenerdige Grundfläche zur weiteren Nutzung bestimmt ist. Abbildung 36 veranschaulicht diesen teilweisen Gebäudeabriß des Reaktorgebäudes des Kernkraftwerkes Obrigheim.

Ein erheblicher Nachteil ergibt sich durch den Verlust eines bereits bewilligten und voll erschlossenen Standortes, der für ein Nachfolgekraftwerk genutzt werden könnte. Für die Bereitstellung eines neuen Standortes sind voraussichtlich Kosten in Höhe von 8 Mio. DM allein schon

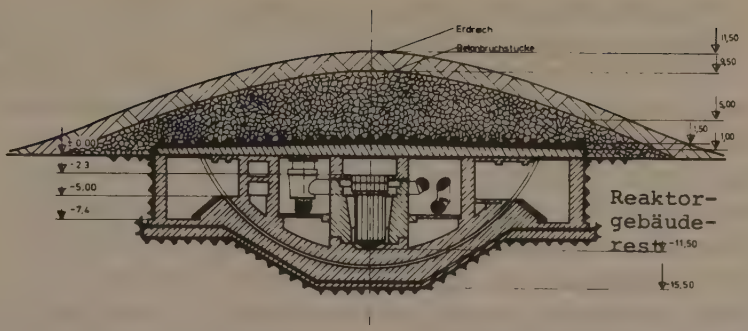


Abb. 36: Teilweise Beseitigung des Reaktorgebäudes des KWO

für Grundstückserwerb, Erschließung und das Einrichten von Versorgungsanschlüssen zu veranschlagen. Können bereits bestehende Einrichtungen weiter genutzt werden, so dürfte vorstehend genannter Betrag um ein Vielfaches übertroffen werden.

Die weitere Ausführung wird zeigen, ob die Vorteile einer Teilbeseitigung, wie z.B. teilweise Demontage der radioaktiven Anlagenteile, Verbleib der neutronenaktivierten Teile im Gebäuderest, geringere Endbeseitigungskosten durch verminderten Umfang an radioaktiven auszubauenden Anlagenteilen und Wegfall einer Endbeseitigungskaverne für den Druckbehälter, der weitaus größte Teil der Betonmassen (Fundament) verbleibt an Ort und Stelle im Erdreich, die oben angeführten Nachteile zu übertreffen vermögen.

6.3.1 Teildemontage eines Kernkraftwerkes nach beendetem Reaktorbetrieb

Die Festlegung auf einen ebenerdigen Abbruch des Reaktorgebäudes führt zu nachstehenden Konsequenzen. Die Menge an auszubauenden kontaminierten Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreisläufe im Reaktorgebäude schrumpft auf weniger als die Hälfte zusammen, da ja von der Demontage nur noch jene Teile betroffen sind, die über der Kote ± 0 Meter liegen. Der Einfachheit halber sei angenommen, daß sich die Zahl der zu entfernenden kleineren kontaminierten Komponenten aus Hilfs- und Nebenkreislaufsystemen gleichfalls um etwa 50 % verringert. Nach wie vor entfernt werden müßten die Dampferzeuger und der Druckhalter.Dagegen ist ein Verbleiben der Hauptkühlmittelpumpen (ohne Antriebsmotor), Primärrohrleitungen und Druckhalterabblasetank möglich. Die anschließende Tabelle vermittelt einen Überblick der mit dieser Version verbundenen Strahlenbelastung.

Tab. XXX:

Demontagedosis bei teilweise Beseitigung des Reaktorgebäudes des Kernkraftwerkes Obrigheim

Anlagenteil	Demontagedosis rem
Primärrohrleitung (4 Trennstellen)	37
Dampferzeuger	38
Druckhalter	41
Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreisläufe	1826
Kleinere Komponenten	40
INSGESAMT Reaktorgebäude	1982
INSGESAMT Hilfsanlagengebäude und Abfallager	4143
INSGESAMT	6125

Unter Zugrundelegung von 5000,-- DM je rem Personendosis betragen die Kosten für diesen speziellen Ausbau der radioaktiven Anlagenteile aus dem Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Obrigheim maximal

30,7 Mio. DM

oder mindestens (vergl. Kap. 3.8.2)

20 Mio. DM.

Zur Endbeseitigung fallen entsprechend weniger zerteilte Rohrleitungsstücke aus den Hilfs- und Nebenkreisläufen an, insgesamt etwa 90 t Rohrgewicht. Die Einlagerungskosten ermitteln sich nach der gleichen Methode wie in Kapitel 4.1.1 erläutert. Da schätzungsweise die Gesamtzahl der zu demontierenden kleineren Komponenten aus Hilfs- und Nebenkreisläufen des Reaktorgebäudes um die Hälfte reduziert wurde, ändern sich die dafür anzusetzenden Beseitigungskosten im gleichen Verhältnis. Die Beseitigung der Großkomponenten umschließt nur noch diejenigen Teile, die nicht im Reaktorgebäuderest verbleiben. Weiterhin entfällt eine Kavernenlagerung des Druckbehälters und der Abbau der radioaktiven Schicht aus dem Biologischen Schild. Tabelle XXXI gewährt den Einblick in finanzielle Aufwendungen für die Endlagerung.

Tab. XXXI:

Kosten der Endlagerung
bei teilweise Beseitigung des Reaktorgebäudes
des Kernkraftwerkes Obrigheim

Anlagenteil	Kosten Mio. DM
Rohrleitungen aus Hilfs- und Nebenkreisläufen	0,80
Kleinere Komponenten	1,80
Großkomponenten	2,80
INSGESAMT	5,40

Die Ausgaben für Planung dürften unverändert bei 2,50 Mio. DM liegen. Die Ausbildungskosten des Demontagepersonals, das im strahlenexponierten Bereich eingesetzt wird, ermäßigen sich durch die geringere Demontagedosis.

Alles in allem werden für die Ausbildung der Demonteure nunmehr 5,9 Mio. DM veranschlagt werden müssen. Auch der Umfang an abzubrechenden Betonstrukturen wird stark geschmälert, so daß durch das Sprengen von etwa 5200 m^3 Beton die Kosten auf 0,30 Mio. DM zurückgehen. Die Konservierung des verbleibenden Gebäuderestes nach Abbildung [36] unter Einschluß des Schutzes gegen abstürzende Flugzeugtrümmer ist mit Kosten in Höhe von 4,4 Mio. DM verbunden.

Die nächste Tabelle faßt alle Einzelkosten, die eine Teilbeseitigung des Reaktorgebäudes nach sich zieht, zusammen.

Tab. XXXII:

Übersicht über die Kosten, die eine Teilbeseitigung des Reaktorgebäudes des Kernkraftwerkes Obrigheim zur Folge hätten

Art der Kosten	Kosten Mio. DM
Demontage	30,7 (20,0)
Endlagerung	5,40
Planung	2,50
Ausbildung	5,90
Abbruch des konventionellen Bauteils	0,30
Verschluß des Reaktorgebäuderestes	4,40
Aufgabe des Standortes	8,0
INSGESAMT	57,2 (46,5)

Diese Aufstellung der Kosten fußt auf der Einschränkung, daß der verbleibende Gebäuderest nicht durch permanente Überwachung weitere finanzielle Belastungen zur Folge hat. Dies kann besonders dann vorausgesetzt werden, wenn der ehemalige

Standplatz des Reaktorgebäudes anderweitig genutzt wird und das Gelände sich nach wie vor innerhalb eines Schutzzaunes befindet. Die Teilbeseitigung ohne Überwachung führt zu geringeren Kosten in Höhe von 57,2 Mio. DM.

6.3.2 Teilweise Abbruch eines Kernkraftwerkes nach befristeter Ruhezeit

Verständlicherweise unterliegen die bei einem teilweisen Abbruch eines Kernkraftwerkes auftretenden Einzelkosten denselben zeitlichen Änderungen wie sie bereits aus Kapitel 6.2 bekannt sind.

Die beiden Abbildungen 37 und 38 zeigen die Veränderungen in den Endbeseitigungskosten und den sonstigen Aufwendungen mit veränderter Ruhezeit. Die nächste Abbildung 39 stellt den zeitlich abhängigen Aufwand für einen teilweisen Abbruch einem überwachten Stehenlassen des kompletten Kernkraftwerkes gegenüber. Hieraus ergibt sich ein günstigster Zeitpunkt, zu dem unter geringerer Strahlenbelastung und verminderten Kosten das Kernkraftwerk Obrigheim teilweise abzubauen wäre.

Unter den erläuterten Verhältnissen tritt ein Kostenminimum nach ca. 15 Jahren auf. Die teilweise Beseitigung verursacht dann nur noch Kosten in Höhe von 31 bis 33 Mio. DM und bedingt den personellen Einsatz von 33 bis 49 Demonteuren, die einer maximalen Strahlenbelastung von 5 rem/a in der 2 1/2 Jahre währenden Demontagephase ausgesetzt sein würden.

6.4 Zusammenfassung der Alternativlösungen

Nach überschlägiger Kostenkalkulation verschiedener Möglich-

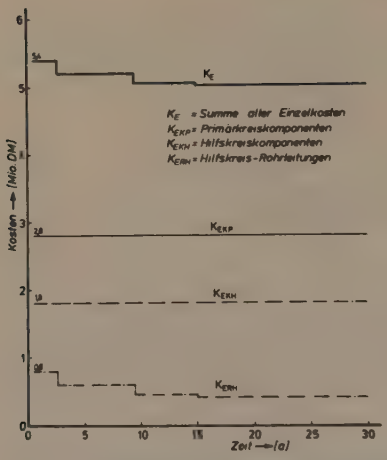


Abb. 37: Abhängigkeit der Endbeseitigungskosten von radioaktiven Anlagenteilen des KWO von veränderlicher Ruhezeit des stillgelegten Kernkraftwerkes

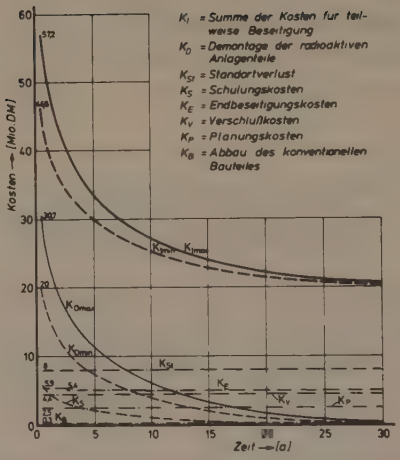


Abb. 38: Abhängigkeit der Einzelkosten für teilweise Beseitigung des KWO von veränderlicher Ruhezeit des stillgelegten Kernkraftwerkes

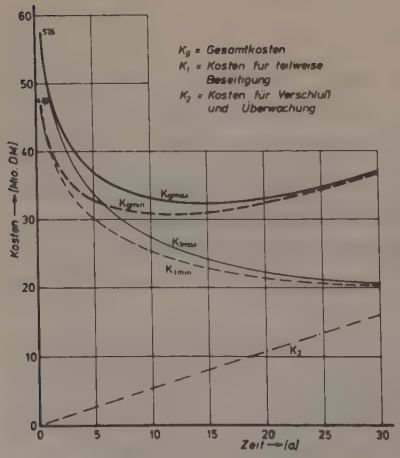


Abb. 39:

Abhängigkeit der Gesamtkosten für teilweise Beseitigung des KWO von veränderlicher Ruhezeit des stillgelegten Kernkraftwerkes

keiten zur Behandlung stillgelegter Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor zeichnet sich am Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim folgendes Bild ab:

Tab. XXXIII:
Ergebnisse der Alternativlösungen

Art der Beseitigung	Kosten Mio. DM	Strahlenbelastung rem	Anzahl der Demonteure[1)]
Stehenlassen	69[2)]	-	-
Vollständige Beseitigung:			
sofort nach Stillegung	52 bis 67	6000 bis 9000	480 bis 720
nach 15 bis 18 Jahren	25 bis 26	460 bis 690	37 bis 56
Teilweise Beseitigung:[3)]			
sofort nach Stillegung	47 bis 58	4100 bis 6125	330 bis 490
nach 15 Jahren	31 bis 32	41o bis 613	33 bis 49

Anmerkungen:

1) Anzahl der jährlich eingesetzten Demonteure unter Berücksichtigung einer Gesamtdemontagedauer von 2,5 Jahren und einer maximalen Strahlenbelastung von 5 rem/a je Person.

2) Die Kosten erfassen Verschluß und Überwachung über einen Zeitraum von 130 Jahren.

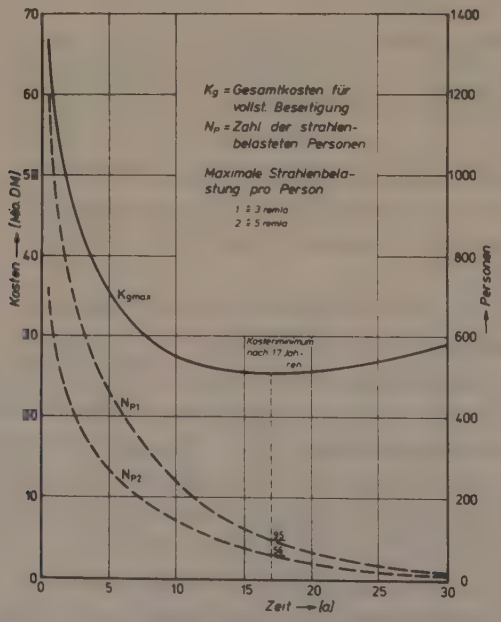
3) Die hier angeführten Werte für teilweise Beseitigung gelten nur für den Fall, daß sich für den verschlossenen Reaktorgebäuderest eine Überwachung erübrigt und sich die verbleibenden Bauten für einen Nachfolgereaktor als unzweckmäßig erweisen würden.

Obiger Tabelle ist zu entnehmen, daß der sofortige Abbruch eines stillgelegten Kernkraftwerkes wegen hoher Strahlenbelastung den Einsatz einer recht großen Zahl an Demonteuren erfordert. Nicht nur die Bereitstellung eines solchen personellen Aufgebots ist mit Schwierigkeiten verbunden, sondern auch das damit verknüpfte Anwachsen des Personenkreises,

der radioaktiver Strahlung in erhöhtem Maße ausgesetzt wird, dürfte zu Besorgnis Anlaß geben.

Wesentlich günstiger nehmen sich in dieser Hinsicht die befristeten Lösungen aus. Bei einer etwa 15 Jahre nach Stillegung in Angriff genommenen Demontage fallen strahlenexponierte Arbeiten nur noch in einem Umfang an, den 50 Personen pro Jahr zu bewältigen vermögen. Zudem ermäßigen sich die Abbruchkosten zu diesem Zeitpunkt auf etwa die Hälfte der Ausgangssumme (siehe Abbildung 40).

Im Vergleich der beiden befristeten Lösungen (Abbruch nach etwa derselben Ruhezeit von 15 Jahren) nimmt sich die voll-



Abb, 40: Abhängigkeit der Beseitigungskosten und der Anzahl der unter Strahlenbelastung arbeitenden Personen von veränderlicher Ruhezeit bei unterschiedlicher jährlicher zulässiger Strahlenbelastung pro Person

ständige Beseitigung gegenüber einer Teilbeseitigung kostengünstiger aus, jedoch ist zu erwarten, daß einige Personen mehr zum strahlenexponierten Einsatz gelangen. Die höhere finanzielle Belastung bei Teilbeseitigung erwächst weitgehend aus dem Verlust des Standortes, dessen Wert mit 8 Mio. DM in die Untersuchung einging. Bietet sich darüber hinaus die Möglichkeit, bei der Planung eines Nachfolge-Kernkraftwerkes bereits bestehende Gebäude- und Anlagenteile ohne aufwendige Änderungen zu übernehmen, so erhöht sich der Wert des Standortes auf ein Vielfaches der oben genannten Summe, und eine Teilbeseitigung in der diskutierten Art scheidet schon aus finanziellen Erwägungen heraus aus.

7 Konsequenzen für den Bau zukünftiger Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren

Während des geschilderten Demontageablaufes am Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim tauchten eine Reihe von erschwerenden Faktoren auf, die bei rechtzeitiger Berücksichtigung durch den Hersteller zu einer erleichterten Demontage und damit zu erheblichen Senkungen sowohl der Strahlenbelastung als auch der Kosten beitragen können.

7.1 Demontagehilfsmittel

Als eines der wichtigsten Demontagehilfsmittel im Reaktorgebäude hat die Kranbrücke zu gelten. Infolgedessen sollten nach Möglichkeit alle Räume innerhalb des Reaktorgebäudes, in denen schwergewichtige, im Laufe des Reaktorbetriebes kontaminierte Behälter untergebracht sind, für den Kran direkt erreichbar sein. Ein Zerlegen dieser Behälter brauchte nach komplettem Ausbau erst an dafür geeigneteren Stellen (Beizräumen) zu erfolgen. Im übrigen würde eine höher ausgeführte Tragkraft des Gebäudekrans den Abtransport des kompletten verschlossenen Druckbehälters aus dem Reaktorgebäude gestatten. Darüber hinaus könnte bei großzügig bemessener Tragkraft das Druckgefäß für die sofortige Aufnahme von stark radioaktiven Anlagenteilen, wie Filtern, Punktstrahlern usw. zur Verfügung stehen.

Wegen eingeschränkter Zugänglichkeit vieler Räume (Montageluken) ist es sinnvoll, den Transport abgebauter Anlagenteile durch weitere, manuell bedienbare Hebezeuge zu erleichtern. Vielfach reicht das Anbringen entsprechender Laufschienen oder Befestigungsmöglichkeiten bereits bei Anlagenmontage aus. Während der Demontage genügt dann ein Lauf- oder Schwenkkran, der nacheinander in verschiedenen Räumen zum Einsatz kommt.

Aufgrund der hohen örtlichen Strahlung an den Filtern sollten automatische Filterwechseleinrichtungen zur üblichen Ausrüstung eines Kernkraftwerkes zählen.

7.2 Montagerichtlinien

Problemlos abnehmbare Isolierungen helfen Demontagezeiten abzubauen, genauso wie ausreichende Platzverhältnisse zum zügigen Arbeiten mit den vorgesehenen Trennwerkzeugen. Ein beachtenswerter Kostenvorteil kann errungen werden, wenn es gelingt, während der Demontage der Rohrleitungen diejenigen Teile zuerst zu entfernen, die sich durch höchste Strahlungswerte und kürzeste Ausbauzeit auszeichnen. Die Voraussetzungen dafür sind bereits bei der Montage der Rohrleitungen zu schaffen, indem man sich die Kontaminationserfahrungen bestehender Kernkraftwerke zunutze macht. Abbildung 41 vermittelt die schnellst mögliche Dosisleistungsabnahme in Abhängigkeit des entsprechenden Zeitaufwandes. Der Vergleich des in Abbildung 26 dargestellten Vorgehens mit dem in Abbildung 41 aufgezeigten optimalen Vorgehen enthüllt eine Verringerung der Strahlenbelastung bei folgerichtigem Ausbau der kontaminierten Rohrleitungen von Hilfs- und Nebenkreisläufen um 30 %. Berücksichtigt man, daß der Abbau dieser Rohrleitungen etwa 85 % (siehe Abbildung 42) der Gesamtdemontagekosten beinhaltet, so schlägt die vorher ermittelte Minderbelastung immerhin noch mit ca. 25 % auf die Demontagekosten und mit ca. 18 % auf die Gesamtkosten durch.

7.3 Konstruktionsrichtlinien

Schon der Entwurf von Rohrleitungsinstallationen sollte sogenannte Punktstrahler in der nuklearen Anlage eines Kernkraftwerkes vermeiden helfen. So entstanden z.B. im Kernkraftwerk Obrigheim Punktstrahler, meist an Entwässerungsstutzen, mit

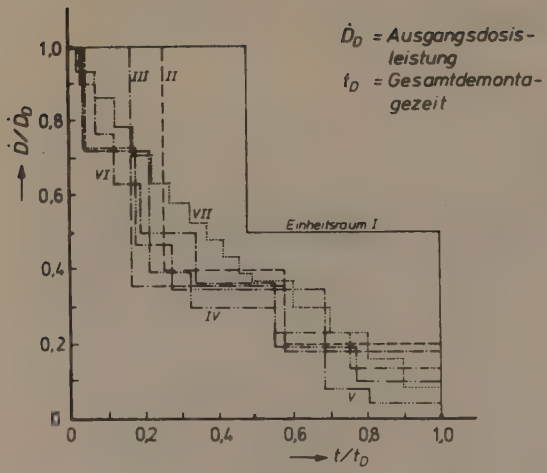


Abb. 41:

Schnellst mögliche Dosisleistungsabnahme in den repräsentativen Einheitsräumen durch schrittweise Demontage in Abhängigkeit des entsprechenden Zeitaufwandes

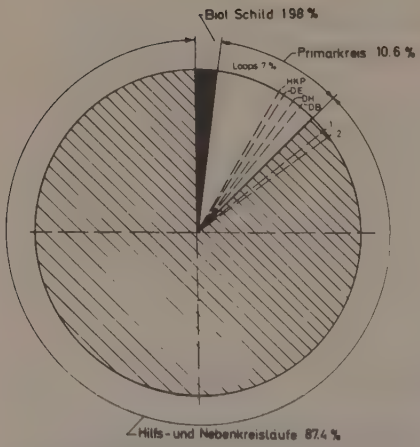


Abb. 42:

Anteile der radioaktiven Anlagenteile im Reaktorgebäude des KWO an der Gesamtdemontagedosis

Dosisleistungen von 10^2 bis 10^3 r/h. Diese sind nur mit speziell angefertigten, fernbedienten Geräten, oftmals unter schwierigen Platzverhältnissen zu beseitigen.

Bei abgeänderter Konstruktion erübrigt sich das Aussprengen des neutronenaktivierten Teils des Biologischen Schildes. Zum Beispiel könnte die durch Neutronen gefährdete Schicht durch Betonringe oder -ringsegmente aufgebaut werden, die dann bei der Demontage unter geringfügiger Strahlenbelastung zu entfernen sind. Diese Maßnahme könnte neben einer weiteren Abnahme der Strahlenbelastung zu einer Kosteneinsparung von fast 1,5 % der Gesamtkosten führen.

Allerdings resultiert aus einem geänderten Aufbau des Biologischen Schildes die Notwendigkeit, die Aufnahme der Auflagekräfte des Druckbehälters neu zu überdenken.

8 SCHLUSSBEMERKUNG

8.1 Gegenwärtige Situation

Vorliegende Arbeit beschäftigte sich mit der Demontage eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor am Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim unter Einsatz heute zur Verfügung stehender Hilfsmittel. Die Ergebnisse der verschiedenen untersuchten Lösungen zur Behandlung stillgelegter Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren beruhen auf teils berechneten, teils gemessenen Strahlungswerten, die i.a. eine Abweichung vom Maximalwert um 30 % realistisch erscheinen lassen, sowie auf sachdienlichen Unterlagen und Hinweisen von branchenführenden Unternehmen, was den Einsatz an technischem Gerät und die Höhe der verschiedenen Basiskosten anlangt. Wenn auch die absoluten Kostenangaben nur eine grobe Näherung sein können, so lassen die gewonnenen Resultate doch erkennen, daß

- ein Stehenlassen (über einen Zeitraum von 130 Jahren bewacht) die höchsten Kosten verursacht, dagegen mit keiner nennenswerten Strahlenbelastung aufwartet,
- die vollständige Beseitigung nach etwa 15 bis 18 Jahren Ruhezeit sowohl im Hinblick auf die Strahlenbelastung als auch der Kosten zu empfehlen ist,
- und eine Teilbeseitigung der geschilderten Art wegen des Verlustes des Standortes und des voraussichtlich knapper werdenden Angebotes an Standorten keine gangbare Lösung darstellt.

Am ehesten genügt eine vollständige Beseitigung des stillgelegten Kernkraftwerkes nach befristeter Ruhezeit den Direktiven

- möglichst geringe Strahlenbelastung für den aktiv am

Abbau beteiligten Personenkreis,
- möglichst kostengünstiger Abbau der Anlage.

Aus der vorliegenden Untersuchung schälten sich einige in dieser Richtung erfolgversprechende Maßnahmen heraus. Zum Beispiel können zu einer Strahlenminderung führen:

- Beizen an Ort und Stelle im Kernkraftwerk,
- abgeschirmtes und fernbedientes Trennen der Rohrleitungen,
- Maßnahmen, wie unter 7.1 bis 7.3 beschrieben;

und zu einer Kostenminderung beitragen:

- Entfernen der Komponenten auf dem gleichen Weg und in gleichem Zustand wie beim Einbauen,
- Sonderregelung für die Endbeseitigung schwach radioaktiven Abfalls (nicht in Asse).

8.2 Mögliche Auswirkungen durch zusätzliche Maßnahmen

Abschließend wird kurz auf die Möglichkeit eingegangen, die in den vorstehenden Kapiteln aufgeführten Resultate günstiger zu gestalten.

Nach Ausschöpfung der Maßnahmen, die zu einer Senkung der Strahlenbelastung führen können, Beizen der Primärkreise mit Komponenten und Abbauen der kontaminierten Rohrleitungen von Hilfs- und Nebenkreisläufen unter Einsatz von Abschirmungen und fernbedienten Werkzeugen käme in Abhängigkeit der Strahlungsminderung die in Abbildung 43 dargestellte Kosten- und Personaleinsparung zustande. Es ist ersichtlich, daß bereits die Senkung des Strahlenpegels während der Demontage um den Faktor 2 eine erhebliche Kosten- und Perso-

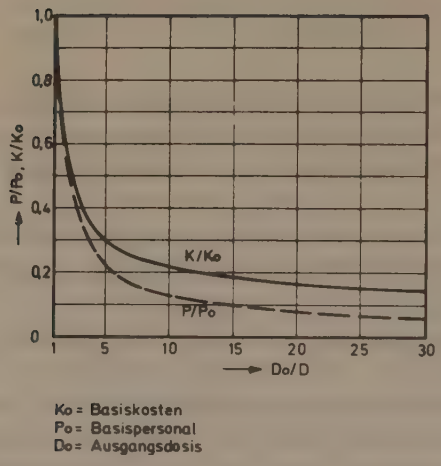


Abb. 43: Kostenverlauf bzw. Personalbedarf für herabgesetzte Strahlenbelastung

naleinsparung erwirkt (zwischen 40 und 50 %). Allerdings fehlt in dieser Abschätzung der finanzielle Aufwand für die zu treffenden Maßnahmen (Beizeinrichtungen, Apparatentwicklung usw.). Für den konkreten Fall jedoch läßt sich über eine Kosten-Nutzen-Analyse nachweisen, ob eine im ersten Augenblick zweckdienlich erscheinende Maßnahme auch sinnvoll ist.

9 Anhang

Ermittlungen der Strahlenbelastung durch Ausbau von radioaktiven Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreisläufe eines stillgelegten Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor.

9.1 Grundlagen

Das Reaktorgebäude eines Kernkraftwerkes weist eine große Zahl an Räumen auf, die mit radioaktiven Anlagenteilen, zumeist kontaminierten Rohrleitungen belegt sind. Ein Ausbau dieser Anlagenteile wird durch die den Kontaminationsschichten entstammende Gammastrahlung erschwert. Der größte Teil der Strahlenbelastung läßt sich auf die Demontage von Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreislaufsysteme zurückführen. Da eine genaue Ermittlung dieser Strahlenbelastung wegen der Vielzahl der dabei zu berücksichtigen Faktoren auf erhebliche Schwierigkeiten stößt, muß mit Hilfe eines vereinfachenden Modells versucht werden, das gesteckte Ziel zu erreichen.

Zugrundegelegt sei den nachfolgenden Vorstellungen und Überlegungen eine mittlere Raumgröße im Reaktorgebäude. Die sich darin befindlichen Rohrmassen als auch die Strahlenquellen seien gleichmäßig über den gesamten Raum verteilt angenommen. Vorerst unberücksichtigt bleiben hierbei sonstige , innerhalb des betrachteten Raumes angeordnete radioaktive Komponenten.

Eine mit dem Ausbau des radioaktiven Inventars beauftragte Person wird sich im allgemeinen von der Zugangsseite des Raumes aus in den Raum hinein vorarbeiten. Sie wird dabei durch Strahlenquellen in ihrer unmittelbaren Nähe höher strahlenbelastet als durch entfernter angesiedelte Strahlenquellen

wegen der Abschwächung der Gammaintensität mit zunehmender Entfernung vom Entstehungsort der Strahlung. Zu berücksichtigen ist weiterhin, daß die demontierende Person mit fortschreitendem Ausbau ihren Standort wechseln muß. Das heißt, ihr Standort wandert gleichlaufend mit der Demontagefront in den Raum hinein. Praktisch kommt dies einem Schrumpfen des radioaktiven Raumes gleich.

Da die in nächster Nähe angeordneten Strahlenquellen höhere Wirksamkeit besitzen, nimmt die Strahlenbelastung anfangs nur allmählich und erst gegen Ende der Demontage stark ab. Abbildung 44 zeigt die Abnahme der Dosisleistung in Abhängigkeit des Ausbaufortschrittes.

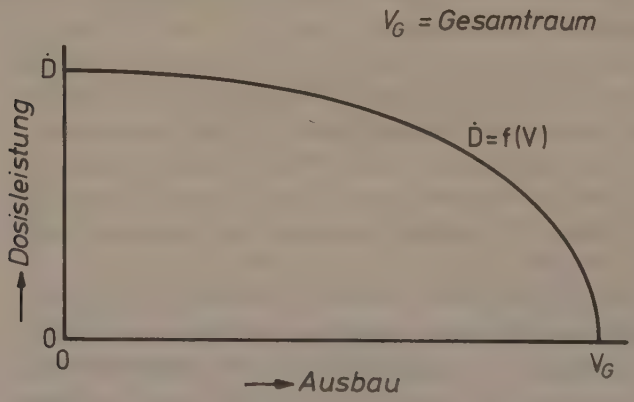


Abb. 44

Teilt man nun den Gesamtraum auf in eine größere Zahl z volumengleicher Einzelzellen V_z, so setzt sich die Strahlenbelastung durch Demontage jeder Einzelzelle aus einem Eigenanteil, verursacht durch Strahlenquellen innerhalb der Einzelzelle, und einem Fremdanteil, herrührend von der Strahlung aus dem Restraum, zusammen. Durch die Vorgabe der Homo-

genisierung ist der Eigenanteil über alle Einzelzellen konstant, der Fremdanteil jedoch von der Lage der Einzelzelle innerhalb des Gesamtraumes abhängig.

Den jeweiligen Beitrag der Einzelzellen zur Gesamtstrahlenbelastung verdeutlicht die Abbildung 45, wobei kenntlich gemacht ist, welcher Anteil der Fremdstrahlung welchen Zellen zuzuordnen ist.

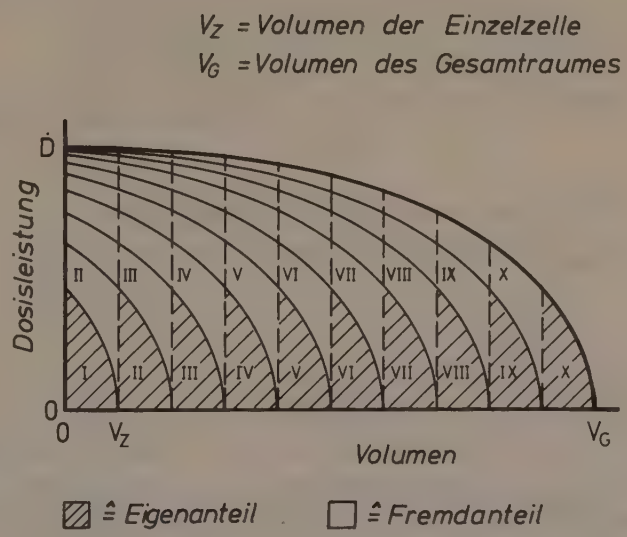


Abb. 45

An der Gesamtstrahlenbelastung ändert sich nichts, wenn die Fremdstrahlungsanteile den dafür verantwortlichen Einzelzellen zugeschrieben werden. Es ergibt sich dann folgendes Bild (Abbildung 46).

Über eine geeignete Mittelwertbildung kann die Ortsabhängigkeit der den Restraum belastenden Strahlung eliminiert wer-

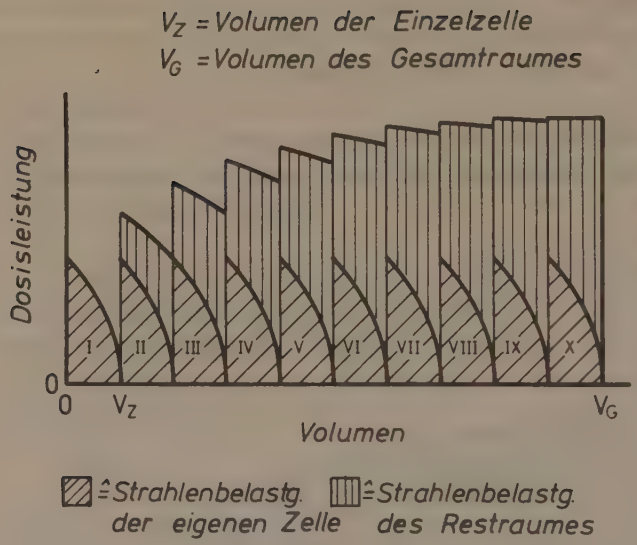


Abb. 46

den. Natürlich wird so die Strahlenbelastung, die aus dem Abbau jeder Einzelzelle erwächst, ebenfalls konstant. Bekanntermaßen läßt sich die Demontagedosis D über das Produkt aus der für den Abbau der radioaktiven Anlagenteile benötigten Zeit und der zugehörigen veränderlichen Dosisleistung berechnen.

$$D = \int_0^{t_G} \dot{D}(t)\, dt \qquad (16)$$

t_G = Demontagezeit für das Ausräumen des Gesamtraumes
$\dot{D}(t)$ = zeitlich veränderliche Dosisleistung

Die Einführung einer konstanten Ausbaugeschwindigkeit c_A (cm^3/h) setzt eine proportionale Beziehung zwischen Ausbauzeit und -volumen voraus.

$$V = c_a\, t \tag{17}$$

Entsprechend gilt für die Stahlenbelastung

$$D = \frac{1}{c_A} \int_0^{V_G} \dot{D}(V)\, dV \tag{18}$$

Eine über den Gesamtraum V_G gemittelte Dosisleistung $\dot{D}_m$ führt zu folgendem Ansatz

$$D = \dot{D}_m\, V_G / c_A$$

wobei die mittlere Dosisleistung zu ermitteln ist durch

$$\dot{D}_m = \frac{1}{V_G} \int_0^{V_G} \dot{D}(V)\, dV \tag{19}$$

Abbildung 47 zeigt die Strahlenbelastung nach Unterdrückung der Ortsabhängigkeit.

V_Z = Volumen der Einzelzelle
V_G = Volumen des Gesamtraumes

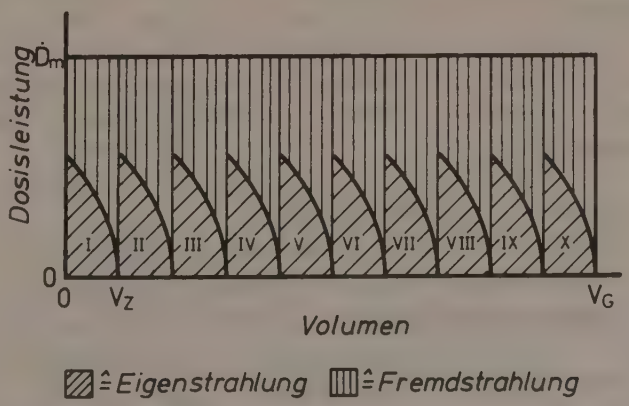


Abb. 47

Die Gesamtstrahlenbelastung setzt sich zusammen aus den z gleichen Einzelstrahlenbelastungen beim Ausräumen der Einzelzellen. Die Einzelstrahlenbelastung wiederum resultiert aus einem Eigenanteil (Strahlungsanteil durch Strahlungsquellen innerhalb der Einzelzelle V_z) und einem Fremdanteil (Strahlung aus dem Restraum V_R).

$$\sum_{V_G} \dot{D}_m \, V_Z / c_A = \sum_{V_G} (\dot{D}_E + \dot{D}_F) \, V_Z / c_A \qquad (20)$$

Wegen der vorausgesetzten Homogenität gilt auch

$$\dot{D}_m = \dot{D}_E + \dot{D}_F$$

mit

$$\dot{D}_E = \sum_{V_Z} \dot{D}_i \, \frac{1}{f_{Zi}} \qquad (21)$$

und

$$\dot{D}_F = \sum_{V_R} \dot{D}_i \, \frac{1}{f_{Ri}} \qquad (22)$$

$\dot{D}_i$ = Dosisleistung einer Strahlenquelle
f_i = ortsabhängiger Schwächungsfaktor der Gammaintensität

Die Anteile an Eigen- und Fremdstrahlung sind abhängig vom Volumen der Einzelzelle. Jedoch sind folgende Extreme qualitativ abzuschätzen:

Einzelzelle mit großem Volumen
Anteil der Fremdstrahlung gering; $\sum_{V_R} \dot{D}_i \, \frac{1}{f_{Ri}}$ vernachlässigbar, mittlerer Schwächungsfaktor der Gammaintensität sehr viel größer als 1;

Einzelzelle mit kleinem Volumen
Anteil der Fremdstrahlung hoch; $\sum_{V_R} \dot{D}_i \, \frac{1}{f_{Ri}}$ nicht zu vernachlässigen, mittlerer Schwächungsfaktor der Gammaintensität ≈ 1;

Wird nun die exakte Beziehung zur Ermittlung der maßgeblichen Dosisleistung in einer Einzelzelle durch eine wesentlich einfachere Beziehung, die die Schwächung der Gammaintensität nicht berücksichtigt, ersetzt

$$\dot{D}_E + \dot{D}_F = \sum_{V_Z} \dot{D}_i \qquad (23)$$

so wird nach Anwendung dieser Beziehung im ersten Falle (grosse Einzelzelle) die Strahlenbelastung überschätzt

$$\sum_{V_Z} \dot{D}_i > \dot{D}_E + \dot{D}_F$$

und im zweiten Falle (kleine Einzelzelle) unterschätzt.

$$\sum_{V_Z} \dot{D}_i < \dot{D}_E + \dot{D}_F$$

Aus diesem Ergebnis folgt, daß eine Einzelzelle bestimmter Größe existieren muß, deren Zugrundelegung auch bei Anwendung der einfacheren Beziehung keine falsche Strahlenbelastung liefert. Die richtige Größe der Einzelzelle kann nun durch Gleichsetzen der über Messungen bekannten Dosisleistungen der einzelnen Strahlenquellen (Rohrleitungen) mit der bereits über den Gesamtraum gemittelten Dosisleistung aufgefunden werden.

$$\dot{D}_m = \sum_{V_Z} \dot{D}_i$$

Wegen homogener Verteilung gilt

$$\sum_{V_Z} \dot{D}_i = n\ \dot{D}_i \qquad (24)$$

Nach Einführen einer spezifischen Dosisleistung $\dot{d}_i$ (r/h m^3) ist die Dosisleistung $\dot{D}_i$ auch auszudrücken durch

$$\dot{D}_i = \dot{d}_i\, V_i \qquad (25)$$

wobei V_i den Raumbedarf einer Strahlenquelle bezeichnet. Die Zahl der Strahlungsquellen in der Einzelzelle ist somit gegeben durch

$$n = \frac{\dot{D}_m}{\dot{d}_i \, V_i} \qquad (26)$$

Auf der Grundlage des homogenen Modells muß über nachfolgende Beziehung das Volumen der Einzelzelle zu bestimmen sein

$$V_Z = n \, V_i = \frac{\dot{D}_m}{\dot{d}_i}$$

Um zu einer realistischeren Einschätzung der Strahlenbelastung beim Ausbau der radioaktiven Rohrleitungen zu gelangen, stützt sich die weitere Kalkulation der Demontagedosis nicht auf eine mittlere Ausbaugeschwindigkeit, sondern läßt auch Einheitszellen abweichender Größe zu. Trotzdem kann die vorstehend ermittelte Größe der Einheitszelle beibehalten werden, weil Unterschiede in den Strahlenquellen sich über den Gesamtraum gesehen ausgleichen. So wurde am Beispiel konkreter, für die sieben Dosisleistungsbereiche repräsentativer Demontage-Einheitsräume jeder notwendige Demontageschritt, gebunden an Dosisleistungsabnahme $\Delta\dot{D}$ und Demontagezeit Δt untersucht. Zwangsläufig erhält man damit ein zeitabhängiges Verhalten der Dosisleistung sowie der Strahlendosis. Durch die Separierung der Einzelzellen fällt die Dosisleistung in Abhängigkeit der Demontagezeit im Mittel linear von einem Ausgangswert auf den Wert Null ab (vgl. Abbildung 26). Die nun nicht mehr konstant gehaltene Dosisleistung muß sich bei gleicher Gesamtstrahlenbelastung auf die Größe der Einzelzelle auswirken. Das neue Volumen trägt die Bezeichnung Demontage-Einheitsraum.

Demgemäß berechnet sich nun die Gesamtstrahlenbelastung nach Gleichung (27)

$$D = y \int_0^{t_D} \dot{D}(t) \, dt = y \, D_D \qquad (27)$$

mit D_D = Strahlenbelastung verbunden mit dem Ausräumen eines Demontage-Einheitsraumes,

y = Zahl der Einheitsräume innerhalb des Gesamtraumes

t_D = Demontagezeit je Einheitsraum

Aus der Demontageanalyse der konkreten, repräsentativen Einheitsräume war im Mittel eine annähernd lineare Abnahme der Dosisleistung in Abhängigkeit der Demontagezeit zu erkennen. Der Ausgangswert der Dosisleistung ist gegeben durch die Summe der sich in diesem Einheitsraum befindlichen Strahlenquellen.

$$\sum_{V_D} \dot{D}_i = m \dot{d}_i V_i \qquad (28)$$

Gleichung (29) beschreibt die Abhängigkeit der Dosisleistung von der Demontagezeit.

$$\dot{D}(t) = \dot{d}_i (m V_i - c_a t) \qquad (29)$$

Nach Einsetzen der zeitabhängigen Dosisleistung in die Gleichung (27) und anschließende Integration ergibt sich

$$D_D = \dot{d}_i (m V_i t_D - c_A t_D^2/2) \qquad (30)$$

Andererseits gilt

$$D_D = \dot{D}_m t_D$$

Durch Gleichsetzen besteht die Verbindung

$$\dot{D}_m = \dot{d}_i m V_i - \dot{d}_i c_A t_D/2 \qquad (31)$$

Nach Gleichung (26) muß auch gelten

$$\dot{D}_m = n \dot{D}_i = n \dot{d}_i V_i \qquad (32)$$

Mit $c_A\ t_D = V_D$ und $m\ V_i = V_D$ bzw. $n\ V_i = V_Z$ läßt sich das Verhältnis V_D/V_Z angeben.

$$V_D / V_Z = 2$$

Damit liegt die Größe des Demontage-Einheitsraumes fest.

$$V_D = 2\ \dot{D}_m / \dot{d}_i \qquad (33)$$

Wie schon eingangs erwähnt, wurde bei der Ermittlung des notwendigen Volumens des Demontage-Einheitsraumes die Hintergrundstrahlung, ausgehend von radioaktiven Komponenten, in unmittelbarer Nachbarschaft der kontaminierten Rohrleitungen noch nicht berücksichtigt. Auch wurde davon ausgegangen, daß die Kontaminationsschichten in den Rohrleitungen gleichmässig ausgebildet sein würden. In Wirklichkeit treten größere Schwankungen in der Konzentration der abgelagerten radioaktiven Partikel auf. Gerade an strömungsungünstigen Stellen im Rohrleitungssystem müssen höhere Strahlungsbelastungen bei der Demontage in Kauf genommen werden. Diese Effekte führen zu einer größeren Gesamtstrahlenbelastung.

Um deren Wirkung in richtiger Weise zu berücksichtigen, muß das Volumen des Demontage-Einheitsraumes größer gewählt werden. Dies ist der vorherigen qualitativen Abschätzung zu entnehmen. Deshalb soll das praktisch zugrundegelegte Volumen des Demontage-Einheitsraumes mindestens das Doppelte des über die Gleichung (33) ermittelten Volumens betragen.

$$V_D \geq 4\ \dot{D}_m / \dot{d}_i \qquad (34)$$

Nach dem auf diese Art festgelegten Volumen des Demontage-Einheitsraumes besteht das praktische Vorgehen darin, diejenigen Räume im Reaktorgebäude, die mit kontaminierten Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenkreisläufe bestückt sind, in

Demontage-Einheitsräume aufzuteilen. Auf einfache Weise ermittelt sich die Ausgangsdosisleistung im jeweiligen Einheitsraum durch Aufsummieren aller einzelnen Oberflächendosisleistungen der durch diesen Raum geführten Rohrleitungen. Wegen rationellerer Handhabung werden die Einheitsräume gemäß ihrer Ausgangsdosisleistung sieben Dosisleistungsbereichen zugeordnet. Nach Auswahl und Demontageanalyse eines konkreten, repräsentativen Einheitsraumes je Dosisleistungsbereich kann die Strahlenbelastung je Einheitsraum und durch Aufsummieren die voraussichtlich bei der Demontage der radioaktiven Rohrleitungen zu erwartende Gesamtdosis angegeben werden.

9.2 Mathematische Behandlung

Zur Ermittlung der Gammaflußdichte im Aufpunkt P in der Achse eines Halbzylinders auf halber Höhe dient die Beziehung /9/

$$\Phi_\gamma = S_V \, G(\mu_G H/2, \mu_G D/2)/2\mu_G \qquad (35)$$

Die Dosisleistung im Aufpunkt P ergibt sich dann zu

$$\dot{D} = \frac{E_\gamma \mu_{el}}{K} \cdot \frac{S_V}{2\mu_G} \, G(\mu_G H/2, \mu_G D/2) \qquad (36)$$

Hierbei bedeuten:

ϕ_γ	= geometrieabhängige Gammaflußdichte im Aufpunkt P	$cm^{-2}\ s^{-1}$
S_V	= konstante Volumenquellstärke	$cm^{-3}\ s^{-1}$
E_γ	= mittlere Energie der Gammastrahlung	MeV
μ_{eL}	= Energieabsorptionskoeffizient für Ionisation in Luft	cm^2/g
K	= Umrechnungsfaktor	
μ_G	= Massenschwächungskoeffizient für Gammastrahlung im vorgegebenen Medium	cm^{-1}

$\dot{D}$ = Dosisleistung im Aufpunkt P r/h

$G\ (\mu_G \frac{H}{2}, \mu_G \frac{D}{2})$ = geometrieabhängige Funktion

H, D = Abmessungen des Halbzylinders cm

Für die weitere Auswertung ist die Berechnung eines Massenschwächungskoeffizienten μ_G durch homogene Verteilung von Stahl im betrachteten Gesamtraum notwendig.

$$\mu_G = (\mu_{St}/\varrho_{St} + \mu_L/\varrho_L)\varrho_G \qquad (37)$$

ϱ_{St} = spez. Gewicht von Stahl (7,8 g/cm^3)

μ_{St}, μ_L = Massenschwächungskoeffizienten für Gammastrahlung in Stahl bzw. Luft, bezogen auf eine mittlere Gammaenergie cm^{-1}

ϱ_L = spez. Gewicht von Luft bei 20 °C ($1{,}293\ 10^{-3}$ g/cm^3)

ϱ_G = mittleres spez. Gewicht des Gemisches im betrachteten Raum g/cm^3

Als Bezugsenergie für die Massenschwächungskoeffizienten dient die mittlere Energie ($E\gamma$ = 1,2 MeV) der für die Strahlenbelastung ausschlaggebenden Energiegruppe. Dieser mittleren Energie entspricht

$$\mu_{St}/\varrho_{St} = 0{,}053 \quad cm^2/g$$

und

$$\mu_L/\varrho_L = 0{,}055 \quad cm^2/g$$

Unbekannt ist vorläufig noch das mittlere spez. Gewicht ϱ_G. Jedoch erlaubt der logische Zusammenhang

$$\varrho_G = \varrho_{St} V_{St}/V + \varrho_L V_L/V \qquad (38)$$

dessen Ermittlung. Wegen $\varrho_L \ll \varrho_{St}$ und $V_L = V - V_{St}$ gilt

$$\varrho_G \approx \varrho_{St} V_{St} / V + \varrho_L \qquad (39)$$

$\varrho_{St}\ V_{St} = G_{St}$ = Gewicht der kontaminierten Stahlrohre im Reaktorgebäude ($\approx$ 66,2 t)

V = Gesamtvolumen der Räume im Reaktorgebäude, die von kontaminierten Rohrleitungen durchzogen sind ($\approx$ 2100 m^3)

Entsprechend dieser Angaben und Zusammenhänge erhält der Massenschwächungskoeffizient μ_G den Wert

$$\mu_G = 3{,}5\ 10^{-3}\ cm^{-1}$$

Nach Einbeziehen der Abmessungen des betrachteten mittleren Gebäuderaumes (H $\approx$ 5 m, D $\approx$ 10 m) ergibt sich für die geometrieabhängige Funktion ein Maximalwert

$$G(\mu_G H/2, \mu_G D/2) = 0{,}83$$

Dieser Wert fällt in Abhängigkeit des reduzierten Volumens ab (siehe Abbildung 44). Die Mittelwertbildung nach (19) führt zu dem Ergebnis

$$\dot{D}_m = \frac{E_\gamma \mu_{el}\ S_V}{K\ 2\ \mu_G} \approx 0{,}74$$

Nach Voraussetzung soll gelten

$$\dot{D}_m = n\ \dot{D}_i$$

$\sum_{i=1}^{n} \dot{D}_1$ = Summe aller einzelnen Oberflächendosisleistungen im betrachteten Volumen

Die Strahlenbelastung wird verursacht durch dünne Kontaminationsschichten an den Innenwänden der kontaminierten Rohrleitungen. Zur Bestimmung der Dosisleistung an der äußeren Oberfläche von kontaminierten Rohren scheidet die Modell-

vorstellung einer ebenen unendlich ausgedehnten Flächenquelle hinter einer Abschirmwand, was wegen bequemerer mathematischer Behandlung vorteilhaft wäre, aus, da sie doch zu erheblicher Abweichung im Endergebnis gegenüber den tatsächlichen Verhältnissen führen würde. Mit ungleich größerem Aufwand kann die Dosisleistung $\dot{D}_i$ mit Hilfe eines numerischen Verfahrens, angewandt auf Zylindergeometrie und gestützt auf mittlere Rohrabmessungen (d = 100 mm, s = 7 mm) berechnet werden.

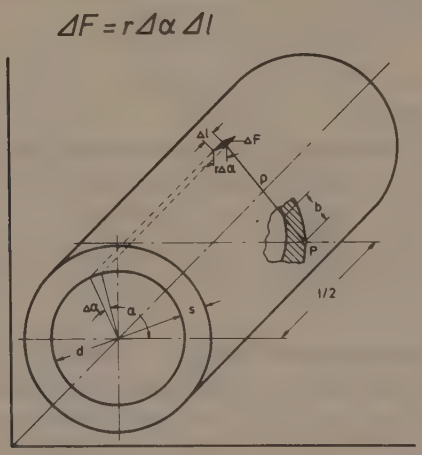


Abb. 43: Skizze zur Ableitung der Oberflächendosisleistung im Aufpunkt P

Die Gammaflußdichte ist numerisch zu bestimmen aus der Summe

$$\Phi_\gamma = S_F (\Delta F/\pi) \sum_j \frac{e^{-\mu_{St} b_j}}{\varrho_j^2} \qquad (40)$$

und die Dosisleistung

$$\dot{D}_i = \frac{S_F E_\gamma \mu_{el}}{K} (\Delta F/\pi) \sum_j \frac{e^{-\mu_{St} b_j}}{\varrho_j^2} \qquad (41)$$

mit

$\dot{D}_i$	= äußere Oberflächendosisleistung an einem Rohr	r/h
S_F	= Quellstärke der Flächenquelle an der Rohrinnenwand	$cm^{-2}\ s^{-1}$
ΔF	= Flächenelement	cm^2
b_j	= Abschwächungsweg der Gammastrahlen	cm
ϱ_j	= Entfernung des Flächenelementes vom Aufpunkt P	cm

Die numerische Auswertung ergab ein Verhältnis

$$\Phi_\gamma / S_F = 0{,}7$$

und somit

$$\dot{D}_i / S_F = \frac{E_\gamma \mu_{el}}{K}\ 0{,}7$$

Zwischen der Quellstärke S_F und der Volumenquelldichte S_V besteht ein festes Verhältnis

$$S_V = S_F\, O_{St} / V \qquad (42)$$

wobei die gesamte kontaminierte innere Oberfläche der Stahlrohre O_{St} gegeben ist durch

$$O_{St} = \frac{G_{St}}{\varrho_{St}} \left(\frac{O_{St}}{V_{St}} \right) \qquad (43)$$

Wegen $d \gg s$ gilt angenähert

$$V_{St} \approx s\ O_{St} \qquad (44)$$

und somit

$$S_V / S_F = G_{St} / V\, \varrho_{St} s \qquad (45)$$

Nach Gleichung 24 ist die Zahl der Rohre im Restvolumen

$$n = (0{,}74\, S_V / 2\, \mu_G S_F) \left((\Delta F / \pi) \sum_j \frac{e^{-\mu_{St} b_j}}{\varrho_j^2} \right)^{-1}$$

$$= 0{,}86$$

Aus den tatsächlich anzutreffenden Verhältnissen resultiert die Erkenntnis, daß im Mittel etwa vier Rohrleitungen in einem Raum von V' = 5 m^3 anzutreffen sind. Damit liegt die Steigung der Geraden $\sum_{i=1} \dot{D}_i$ und auch das Restvolumen fest.

$$V_i = V'/4 = 1{,}25 \quad m^3 \qquad (46)$$

Damit ist der Demontage-Einheitsraum bekannt.

$$V_D = 4\, n\, V_i \geq 4{,}4$$

Das Volumen des Demontage-Einheitsraumes wird auf

$$V_D = 5 \quad m^3$$

aufgerundet.

LITERATURVERZEICHNIS

/1/ SIEMENS AG:
300 MWe Kernkraftwerk Obrigheim mit Druckwasserreaktor.
Sicherheitsbericht, 1967.

/2/ KWU:
1300 MWe Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor.
Sicherheitsbericht, 1971.

/3/ W. DEBRAY, H. CERJAK:
Werkstoffeigenschaften des Stahles 22 NiMoCr 37 für Kernkraftwerkskomponenten.
VGB-Werkstofftagung, 1971.

/4/ MANNESMANN:
Rohre für die Kernenergie.
Mannesmann Röhrenwerke AG.

/5/ KWU:
Kurvenblätter über den Neutronenflußverlauf in den Randzonen eines 1300 MWe Druckwasserreaktors.

/6/ F. BAUMGÄRTNER:
Tabelle zur Neutronenaktivierung.
Verlag K. Thiemig, München, Bd. 4, 1967.

/7/ D. STROMINGER, G. SEABORG, J. HOLLANDER:
Table of Isotopes.
Review of Modern Physics, Vol. 30, No. 2, Part 2, 1958.

/8/ D. NACHTIGALL:
Table of Specific Gamma Ray Constants.
Verlag K. Thiemig, München, Bd. 34, 1969.

/9/ R.G. JAEGER:
Engineering Compendium on Radiation Shielding.
Vol. I: Shielding Fundamentals and Methods.
Springer Verlag, Berlin, 1968.

/10/ J.J. TAYLOR:
Application of Gamma Ray Build-up Data to Shield Design.
WAPD-RM-217, 1954.

/11/ D. NACHTIGALL:
Physikalische Grundlagen für Dosimetrie und Strahlenschutz.
Verlag K. Thiemig, München, Bd. 24, 1971.

/12/ S. BUSCAGLIONE, R. MANZINI:
Sui Fattori di Accumulazione: Coeffizienti della Formula di J. Taylor.
Energia Nucleare, Roma, Gennaio 1965.

/13/ E.P. BLIZARD:
Reactor Handbook. Vol. III, Part B: Shielding.
Interscience Publishers, New York, 1962.

/14/ G. HERRMANN:
Abgabe radioaktiver Stoffe bei Normalbetrieb aus Leichtwasserreaktoren in der BRD.
IRS-W-1, März 1972.

/15/ WAGNER, HERMANN, KNORR:
Verlauf der radioaktiven Kontaminationen des Primärsystems und seiner Hilfssysteme.
Interner Betriebsbericht 73-S-7, 1973.

/16/ F. WAGNER:
Verlauf der radioaktiven Kontaminationen des Primärsystems und seiner Hilfssysteme.
Interner Betriebsbericht 74-S-8, 1974.

/17/ GEFLITTER, HUBER:
Dosisleistungsmessungen im Kontrollbereich des Kernkraftwerkes Obrigheim.
Interner Arbeitsbericht RT 14-277/72, 1972.

/18/ R. WINKLER, K. SCHULTES, D. LEGLER, K. LANGECKER:
Die Dekontamination des Primärkreislaufes im Kernkraftwerk Rheinsberg.
Kernenergie 12, Heft 11, 1969.

/19/ J. HARD:
Chemical Decontamination of the Plutonium Recycle Test Reactor.
HW-81423, 1964.

/20/ J. ZEGGER, G. PANCER:
Contamination and Decontamination in Nuclear Reactors.
APAE No. 43, Vol. I, Contract No. (30-3)-326, 1959.

/21/ J. ZEGGER, G. PANCER:
Recommended Procedure for Decontamination of a Stainless Steel Steam Generator.
APAE No. 43, Vol. III, Contract No. (30-3)-326, 1959.

/22/ K. BORN, L. DORN, H. HERBRICH:
Plasma-, Laser-, Elektronenstrahl; drei Strahl-, Schweiß- und Schneidverfahren im Vergleich.
"Blechrohre, Profile", Heft 9, 1973.

/23/ MESSER GRIESHEIM:
Betriebsanleitung von Schweiß- und Schneidbrenner.
Messer Griesheim GmbH, Frankfurt.

/24/ C. DIMITRIJEVIC:
Praktische Berechnung der Abschirmung von radioaktiver und Röntgenstrahlung.
Verlag Chemie, Weinheim, 1972.

/25/ W. FEHNDRICH, J. FELDMANN, F. FRANZEN, A. MOLL:
Systematische Erfassung und Auswertung von Schäden in Kernkraftwerken.
AtW 72, Band 17.

/26/ W. BÄHR, T. DIPPEL, M. KIENHÖFER:
Erfahrungen bei der Dekontamination von Reaktorbauteilen.
GfK Karlsruhe, Vortrag 2, VGB-Konferenz 1974.

/27/ W. FRANCIONI, U. FRICK, P. RINNER, G. MEGARITIS:
Der Umbau des Reaktors Diorit I.
EIR-Bericht Nr. 246, 1973.

L E B E N S L A U F

Persönliches:	Winfried Buschmann	geb. 15.11.1943 in Augsburg
	Eltern:	Oskar Buschmann, Textiling. Margarete Buschmann, Hausfrau, geb. König
Schulische Ausbildung	: 1949 bis 1954	Volksschule in Augsburg
	1954 bis 1960	Wirtschaftsoberrealschule in Augsburg, Abschluß der "Mittleren Reife" am 13.7.1960
	1962 bis 1965	Studium der Fachrichtung Allg. Maschinenbau am Rudolf-Diesel-Polytechnikum in Augsburg, Abschluß der Ingenieurprüfung am 16.7.1965
	1966 bis 1972	Studium der Fachrichtung Reaktortechnik an der RWTH Aachen, Abschluß der Diplomprüfung am 6.7.1972
Praktische Ausbildung	: 1960 bis 1961	Maschinenbau-Praktikum bei der Firma MAN (Maschinenfabrik Augsburg - Nürnberg) in Augsburg
	1961 bis 1962	Maschinenbau-Praktikum bei der Fa. Gebr. Frisch in Kissing/ Augsburg
Berufstätigkeit	: 1965 bis 1966	Entwicklungsingenieur bei der Fa. Osram GmbH in Augsburg

1967 bis 1972	Freier Mitarbeiter der Fa. A. Tschan GmbH in Neunkirchen/Saar
1972 bis 1976	Wissenschaftl. Angestellter am Lehrstuhl für Reaktortechnik der Ruhr-Universität Bochum, Leiter: o. Prof. Dr. rer. nat. A. Ziegler
seit April 1976	Wissenschaftlicher Assistent am Lehrstuhl für Reaktortechnik der Ruhr-Universität Bochum